



Сергеев И.Ю.,
Малый В.П.,
Васильев А.В.,
Лещинский В.В.,
Шмырёва М.Б.,
Филкова А.П.,
Николаев Г.А.



РАСЧЁТНЫЕ ЗАДАЧИ ПО ВЫЯВЛЕНИЮ И ОЦЕНКЕ радиационной обстановки

Железногорск

МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО ДЕЛАМ
ГРАЖДАНСКОЙ ОБОРОНЫ, ЧРЕЗВЫЧАЙНЫМ СИТУАЦИЯМ
И ЛИКВИДАЦИИ ПОСЛЕДСТВИЙ СТИХИЙНЫХ БЕДСТВИЙ

ФГБОУ ВО СИБИРСКАЯ ПОЖАРНО-СПАСАТЕЛЬНАЯ АКАДЕМИЯ
ГПС МЧС РОССИИ



Сергеев И.Ю., Малый В.П., Васильев А.В., Лашинский В.В.,
Шмырёва М.Б., Филкова А.П., Николаев Г.А.

РАСЧЁТНЫЕ ЗАДАЧИ ПО ВЫЯВЛЕНИЮ И ОЦЕНКЕ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ

Учебное пособие

*Допущено Министерством Российской Федерации
по делам гражданской обороны, чрезвычайным ситуациям
и ликвидации последствий стихийных бедствий
в качестве учебного пособия для курсантов, студентов и слушателей
образовательных организаций МЧС России*

**Железногорск
2022**

УДК 504.064.36 : 614.876

ББК 68.9

P24

Авторы:

Сергеев Иван Юрьевич, канд. тех. наук
Малый Виталий Петрович, доктор физ.-мат. наук, доцент
Васильев Александр Викторович, канд. тех. наук
Лашинский Василий Владимирович, канд. физ.-мат. наук
Шмырёва Марианна Борисовна, канд. экон. наук
Филкова Анастасия Петровна
Николаев Глеб Александрович

Рецензенты:

Заведующий кафедрой радиационной и химической защиты
командно-инженерного факультета ФГБВОУ ВО «АГЗ МЧС России»
кандидат военных наук, доцент
Ермаков Сергей Игоревич

Профессор кафедры радиационной и химической защиты
командно-инженерного факультета ФГБВОУ ВО «АГЗ МЧС России»
кандидат военных наук, доцент
Решетников Василий Михайлович

Доцент кафедры гражданской защиты ФГБОУ ВО АГПС МЧС России
кандидат экономических наук
Осипов Алексей Витальевич

Старший инспектор отдела организации радиационной, химической,
биологической защиты и первоочередного жизнеобеспечения
Департамента гражданской обороны и защиты населения МЧС России
полковник внутренней службы
Дементьев Евгений Сергеевич

Сергеев И.Ю., Малый В.П., Васильев А.В., Лашинский В.В., Шмырёва М.Б., Филкова А.П., Николаев Г.А. Расчётные задачи по выявлению и оценке радиационной обстановки [Текст]: учебное пособие / Сергеев И.Ю., Малый В.П., Васильев А.В., Лашинский В.В., Шмырёва М.Б., Филкова А.П., Николаев Г.А. – Железногорск: ФГБОУ ВО Сибирская пожарно-спасательная академия ГПС МЧС России, 2022. – 167 с.: ил.

Учебное пособие разработано в соответствии с федеральным государственным образовательным стандартом высшего образования по специальности 20.05.01 Пожарная безопасность и направлению подготовки 20.03.01 Техносферная безопасность. Позволяет обучающимся на практических и семинарских занятиях осваивать компетенции, связанные с организацией деятельности единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций, риск-ориентированным мышлением, умением применять расчетные методики, информационные ресурсы, способностью разрабатывать прогнозы развития обстановки. Предназначено для использования в образовательном процессе по дисциплине «Радиационная, химическая и биологическая защита».

УДК 504.064.36 : 614.876

ББК 68.9

P24

https://sibpsa.ru/up_task-radiaciya/

ISBN 978-5-906874-91-7

© ФГБОУ ВО Сибирская пожарно-спасательная академия ГПС МЧС России, 2022

© Сергеев И.Ю., Малый В.П., Васильев А.В., Лашинский В.В., Шмырёва М.Б., Филкова А.П., Николаев Г.А., 2022

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	4
ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ	9
ГЛАВА 1. ПОНЯТИЕ О РАДИАЦИИ И ИСТОЧНИКАХ РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ.....	11
1.1. История открытия и исследования радиоактивности	11
1.2. Основные понятия и единицы измерения радиоактивности	19
1.3. Методы измерения радиоактивности	31
1.4. Атомная промышленность	37
1.5. Ядерное оружие	44
1.6. Ядерный терроризм.....	50
ГЛАВА 2. ОРГАНИЗАЦИЯ МОНИТОРИНГА И КОНТРОЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ	55
2.1. Деятельность международных организаций в области обеспечения радиационной безопасности	55
2.2. Требования в области радиационной безопасности.....	57
2.3. Комплексная система обеспечения безопасности жизнедеятельности населения	61
2.4. Система мониторинга радиационной обстановки	64
2.5. Динамический контроль радиационной обстановки.....	75
ГЛАВА 3. ПРОГНОЗИРОВАНИЕ И МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ.....	89
3.1. Выявление размеров зон радиоактивного загрязнения местности.....	89
3.2. Прогнозирование мощности дозы после ядерного взрыва (аварии).....	92
3.3. Определение времени начала аварии (ядерного взрыва).....	93
3.4. Оценка дозы облучения при нахождении в зонах радиоактивного загрязнения.....	96
3.5. Прогнозирование времени подхода радиоактивного облака к объекту	98
3.6. Оценка возможных радиационных потерь среди личного состава (населения).....	98
3.7. Оценка возможных последствий при преодолении зон радиоактивного загрязнения	103
3.8. Определение продолжительности пребывания в зонах радиоактивного загрязнения.....	107
3.9. Прогнозирование радиационных потерь при массированных ядерных ударах	110
3.10. Моделирование распространения радиоактивных материалов при авариях на АЭС	113
3.11. Оценка радиационной обстановки при запроектной аварии на атомной станции	116
3.12. Методические материалы для проведения практического занятия «Оценка опасности источника ионизирующего излучения».....	120
3.13. Методические материалы для проведения практического занятия «Обоснование порядка эвакуации работников (личного состава) объекта в условиях радиационной опасности».....	131
3.14. Пример разработки компьютерной программы для оценки радиационной обстановки	148
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	153
ПРИЛОЖЕНИЕ А Вспомогательные материалы	157

ВВЕДЕНИЕ

Понятие «расчетная задача» в практической деятельности, связанной с предупреждением и ликвидацией чрезвычайных ситуаций, может употребляться в двух смыслах. В классическом смысле «расчетная задача» – это некоторое упражнение (действие), которое требует исполнения (разрешения),

и обычно выполняется посредством умозаключений и/или вычислений. Специалисты в системе антикризисного управления «расчетной задачей» часто могут называть компьютерные программы, приложения или автоматизированные электронные таблицы с заложенными в них расчетными алгоритмами, которые позволяют органам управления производить оперативные расчеты с целью оценки обстановки, формирования прогноза или моделирования сценариев развития чрезвычайных ситуаций различного характера.

Учебное пособие направлено на реализацию федеральных государственных образовательных стандартов с целью качественного формирования заложенных в них компетенций. Обучающимся по специальности 20.05.01 Пожарная безопасность учебное пособие поможет усвоить вопросы обеспечения радиационной безопасности для формирования знаний и умений, необходимых при организации тушения пожаров и проведения аварийно-спасательных работ в условиях возможного радиоактивного загрязнения местности. А также сформировать навыки подготовки обоснованных предложений по функционированию единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций в части, касающейся обеспечения радиационной безопасности населения и территорий. Обучающиеся по направлению подготовки 20.03.01 Техносферная безопасность с использованием учебного пособия могут совершенствовать свои знания, умения и навыки в компетенциях, связанных с развитием риск-ориентированного мышления, применением научно-методического аппарата для оценки радиационной обстановки, использованием в практической деятельности информационных ресурсов, формированием прогнозов развития обстановки в условиях радиационной опасности.

В соответствии с определением [1] «радиационная безопасность населения» – это состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения. В последние годы количество научных публикаций и материалов в средствах

массовой информации на тему обеспечения радиационной безопасности заметно возросло, что подтверждает актуальность дальнейших исследований и свидетельствует о высоком уровне интереса различных категорий населения. Возникающие радиационные инциденты, как правило, вызывают интенсивную реакцию общественности, могут даже становиться потенциальными предпосылками для преступного распространения негативной информации, содержащей недостоверные оценки защищенности населения, экологической обстановки и степени информированности со стороны официальных лиц. При этом специалисты часто отмечают недостаточный уровень осведомленности населения и должностных лиц в области обеспечения радиационной безопасности. Распространился даже такой термин, как «радиофобия», применение которого в большинстве случаев обусловлено именно недостатком у людей знаний об особенностях ионизирующего излучения.

Первая глава учебного пособия посвящена истории исследования радиоактивности, описанию единиц и методов измерения, а также описанию источников радиационной опасности. Человечество в своем историческом развитии всегда подвергалось воздействию ионизирующей радиации, а естественные радиоактивные элементы присутствуют в тех или иных количествах абсолютно во всех природных средах и материалах. Открытие явления радиоактивности и радиоактивных элементов, сделанное французом А. Беккерелем

в 1896 г. и доведенное до практического использования в работах П. и М. Кюри, Э. Резерфорда, М. Бора, В.И. Вернадского, В.Г. Хлопина, Г. Сиборга, И.В. Курчатова, многими поколениями исследователей научных центров, высших учебных заведений и школ, является одним из величайших событий в истории цивилизации.

Радиационной безопасности и предупреждению рисков, обусловленных возможными радиационными инцидентами, традиционно уделяется большое внимание, что находит свое отражение в приоритетных направлениях государственной политики. Большой вклад в развитие научных основ в области

обеспечения радиационной безопасности в России внесли В.А. Акимов, С.В. Горбунов, Г.И. Сысоева, А.Э. Конторович, А.А. Саркисов, Н.П. Лаверов, В.М. Котляков и другие ученые.

Информационно-поисковая система Федерального института промышленной собственности (ФИПС) обеспечивает доступ к российским патентным документам и позволяет сделать вывод о наличии значительного

количества российских разработок и изобретений в исследуемой области, что является показателем проводимой научной работы в стране. Международная патентная база доступна с использованием российского сегмента Интернет-сервиса Европейского патентного ведомства, который располагается на сервере Роспатента и включает источники патентной информации из более чем

90 стран мира. По основным ключевым словам, таким как «method», «gamma», «detect», «nuclear», «radiation», в различных вариациях, с использованием функций интеллектуального и расширенного поиска можно найти тысячи международных патентных документов. В учебном пособии рассмотрены вопросы практической применимости изобретений в составе комплексных систем обеспечения безопасности жизнедеятельности населения [3].

В российских цитируемых изданиях имеется значительное количество научных публикаций, направленных на развитие и внедрение способов радиационного контроля. В рамках развития данного направления наибольший интерес представляют работы таких ученых, как В.П. Ярына, В.А. Берлянд,

И.А. Пушкин, В.А. Пашинин, Н.П. Валуев, Н.В. Никоненков. В учебном пособии описываются способы выявления источников ионизирующего излучения в потоке движущегося транспорта, на специализированных контрольно-пропускных пунктах, а также при проведении динамического радиационного контроля территории с использованием автомобильного, воздушного и водного транспорта с установленным высокочувствительным дозиметрическим оборудованием.

Анализ (с применением средств поисково-аналитической системы Высшей аттестационной комиссии при Министерстве науки и высшего образования Российской Федерации) более чем 200 открытых опубликованных

за последнее десятилетие российских диссертационных исследований по тематикам, связанным с радиоэкологией и мониторингом радиационной обстановки, показывает, что присвоение ученых степеней осуществляется по самым разнообразным научным специальностям, а содержание диссертаций представляет собой научные достижения в области математики, физики, радиоэлектроники, медицины, зоологии, экологии, строительства, психологии и других наук. В области совершенствования радиационной безопасности выделяются свежие диссертационные исследования таких ученых, как П.А. Блохин (ФГБУН «Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук», 2019 г.), А.Е. Алалем Есса (ФГАОУ

ВО «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2018 г.), И.А. Бочкарева (ФГБУН Институт истории и археологии Уральского отделения Российской академии наук, 2018 г.), С.Е. Охрименко (ФГАОУ ВО Первый Московский государственный медицинский университет имени И.М. Сеченова Министерства здравоохранения Российской Федерации, 2017 г.),

Д.Ф. Ильясов (ФГБОУ ВО «Российский экономический университет имени Г.В. Плеханова», 2016 г.), доступные в полном объеме через поисково-аналитическую систему Высшей аттестационной комиссии при Министерстве науки и высшего образования Российской Федерации. Диссертационные исследования, выполненные в специализированных организациях и учебных заведениях по направлениям функционирования промышленных ядерных реакторов, военного комплекса, противодействия терроризму или обеспечения безопасности в чрезвычайных ситуациях, обладают грифами секретности.

Анализ научных публикаций и открытых диссертационных исследований позволяет получить представление об основных тенденциях развития способов контроля радиационной обстановки, к которым целесообразно относить:

- повышение экспрессности контроля радиационной обстановки;
- разработку научно-методического аппарата обоснования применения высокочувствительных дозиметрических и спектрографических систем для обеспечения своевременного обнаружения радиационных аномалий, оценки параметров радиационной обстановки и определения условий выявления радиационных источников с заданной вероятностью;
- получение аналитических решений оптимизационных задач в комплексных системах безопасности, включающих формулировку критериев эффективности и ограничений.

Дальнейшая разработка научных основ для совершенствования систем и средств обеспечения радиационной безопасности на сегодняшний день является областью научного интереса, обладающей высоким потенциалом к практической реализации, исходя из необходимости разрешения имеющихся противоречий и задач, связанных с оптимизацией комплексных систем безопасности.

Радиоактивное загрязнение местности может возникать при взрыве ядерного боеприпаса, аварии на радиационно-опасном объекте, обращении с радиоактивными отходами, проявлениях ядерного терроризма или наличии природных аномалий. Целью оценки радиационной обстановки является

определение перечня наиболее целесообразных действий по защите населения, работников и личного состава формирований, находящихся в условиях радиоактивного загрязнения местности. Учебное пособие позволяет изучить ряд научных методик по выявлению и оценке радиационной обстановки. Применение научно-методического аппарата позволяет обосновать мероприятия по радиационной защите работников, личного состава и населения.

Оценка радиационной обстановки может производиться путем ее прогнозирования или на основе фактических данных (по данным разведки). Помимо описания научно-методического аппарата для оценки размеров зон радиоактивного загрязнения местности, мощности доз, радиационных потерь, времени начала входа в зоны загрязнения, опасности источника ионизирующего излучения, в учебном пособии представлены компьютерные программы (расчетные задачи) для проведения автоматизированных расчетов. Компьютерные программы разработаны на основе известных научных методик. Показан даже вариант разработки новой компьютерной расчетной программы. На основании данного примера в рамках научных кружков обучающихся учебного заведения можно организовать деятельность по разработке собственных компьютерных программ. В процессе изучения учебного пособия обучающимся предлагается выполнить два практических задания с использованием расчетных компьютерных программ.

ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ

Дозиметрический контроль – комплекс организационных и технических мероприятий по определению доз облучения людей с целью количественной оценки эффекта воздействия на них ионизирующих излучений.

Естественный радиационный фон – доза, создаваемая космическим излучением и излучением природных радионуклидов, естественно распределенных в земле, воде, воздухе, других элементах биосферы, пищевых продуктах и организме человека.

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

Зона радиоактивного загрязнения – территория или акватория, в пределах которой имеется радиоактивное загрязнение.

Ионизирующее излучение – излучение, которое создается при радиоактивном распаде, ядерных превращениях, торможении заряженных частиц

в веществе и образует при взаимодействии со средой ионы разных знаков.

Радиационная авария – авария на радиационно-опасном объекте, приводящая к выходу или выбросу радиоактивных веществ и (или) ионизирующих излучений за предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации данного объекта границы в количествах, превышающих установленные пределы безопасности его эксплуатации.

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

Радиационно опасный объект – объект, на котором хранят, перерабатывают, используют или транспортируют радиоактивные вещества, при аварии на котором или его разрушении может произойти облучение ионизирующим излучением или радиоактивное загрязнение людей, сельскохозяйственных животных и растений, объектов экономики, а также окружающей природной среды.

Радиационный контроль – контроль за соблюдением норм радиационной безопасности и основных санитарных правил работы с радиоактивными веществами и иными источниками ионизирующего излучения, а также получение информации об уровнях облучения людей и о радиационной обстановке на объекте и в окружающей среде.

Радиоактивное загрязнение – загрязнение земли, атмосферы, воды либо продовольствия, пищевого сырья, кормов и различных предметов радиоактивными веществами в количествах, превышающих уровень, установленный нормами радиационной безопасности и правилами работы с радиоактивными веществами.

Радиометрический контроль – комплекс организационных и технических мероприятий по определению интенсивности ионизирующего излучения радиоактивных веществ, содержащихся в окружающей среде, или степени радиоактивного загрязнения людей, техники, сельскохозяйственных животных и растений, а также элементов окружающей природной среды.

Режим радиационной защиты – порядок действий населения и применения средств и способов защиты в зоне радиоактивного загрязнения с целью уменьшения воздействия ионизирующего излучения на людей.

Санитарно-защитная зона – территория вокруг источника ионизирующего излучения, на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации данного источника может превысить установленный предел дозы облучения для населения. В санитарно-защитной зоне запрещается постоянное и временное проживание людей, вводится режим ограничения хозяйственной деятельности и проводится радиационный контроль.

Техногенно-измененный радиационный фон – естественный радиационный фон, измененный в результате деятельности человека.

ГЛАВА 1. ПОНЯТИЕ О РАДИАЦИИ И ИСТОЧНИКАХ РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ

1.1. История открытия и исследования радиоактивности

В 1896 г. французский исследователь Анри Беккерель (рисунок 1), изучая явление люминесценции под воздействием солнечного света, обнаружил засвечивание фоточувствительного материала веществом, в состав которого входили соли урана. Солнечный свет в момент проведения эксперимента

был закрыт тучами и ученый заподозрил что-то неладное. Последовал ряд повторных экспериментов, которые подтвердили, что засвечивание фотопластинок происходит во всех случаях, когда используются соли урана, и это засвечивание происходит даже через светонепроницаемую бумагу.

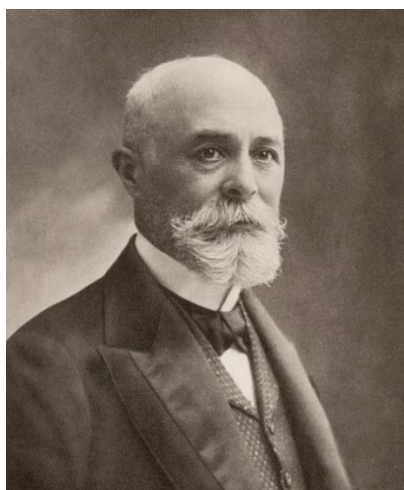


Рисунок 1 – Антуан Анри Беккерель

На заседании Парижской академии наук 24 февраля 1896 г. А. Беккерель впервые сделал доклад об открытии. А. Беккерель отмечал, что «излучение радиоактивных веществ производит различные химические действия: оно влияет на вещества, применяемые в фотографии, окрашивает стекло в фиолетовый или коричневый цвета, а щелочные соли – в желтый, фиолетовый, голубой или зеленый цвета. Под его воздействием парафин, целлулоид, бумага желтеют, белый фосфор превращается в красный. В воздухе близ активных тел образуется озон. Не только газы, но и жидкие диэлектрики (нефть, жидкий воздух) и твердые изоляторы (парафин) ионизируются при прохождении излучения и сохраняют свои проводящие свойства несколько мгновений после прекращения действия излучения».

Он пишет, что «наблюдал также различные физиологические действия лучей. Они действуют на эпидерму и глубоко поражают кожу подобно X-лучам. Действие вначале не вызывает никакого ощущения и последствие его развивается лишь через несколько недель: образуются более или менее глубокие раны, которые требуют для заживления иногда нескольких месяцев, оставляя шрамы. В настоящее время делаются попытки использовать это действие при лечении волчанки и рака» (примечание: X-лучами называют рентгеновское излучение; Вильгельм Рентген, первый в истории лауреат Нобелевской премии по физике, в 1895 году открыл рентгеновское излучение, полученное им на первом ускорителе электронов – катодной трубке).

Марией Кюри новое явление позднее было названо радиоактивностью. Определения, данные ею, сформулированы следующим образом: «Радиоактивными элементами называют особые химические элементы, характеризующиеся самопроизвольным атомным испусканием так называемых альфа-, бета- и гамма-лучей, т.е. положительных корпускулярных лучей, отрицательных корпускулярных лучей (движущиеся электроны) и электромагнитного излучения. Это лучеиспускание связано с атомными превращениями... Вещества, испускающие лучи Беккереля, называли радиоактивными, а новое свойство вещества, обнаруженное по этому лучеиспусканию, радиоактивностью. Элементы, обладающие этим свойством, называются радиоэлементами» (М. Кюри, «Радиоактивность»).

С этого времени начинается использование этого уникального свойства некоторых химических элементов в жизни человека.

В 1898 г. Пьер Кюри и М. Кюри (рисунок 2) сделали вывод, что излучение солей урана прямо пропорционально количеству содержащегося в них урана, т.е. доказали, что радиоактивность – свойство атома урана.

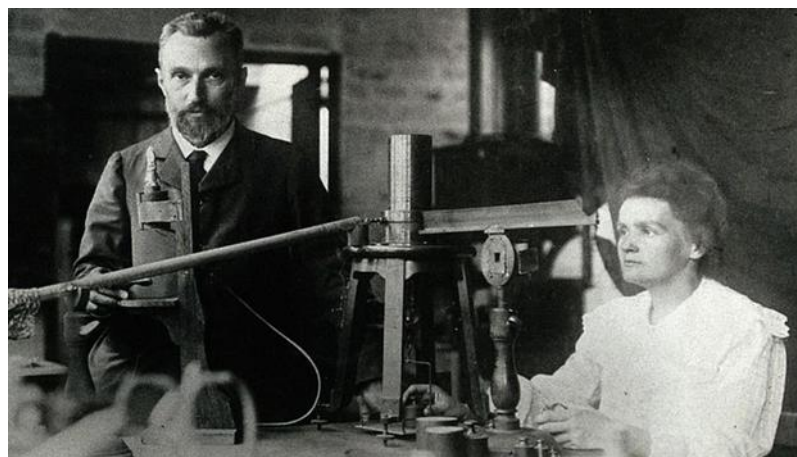


Рисунок 2 – Пьер и Мария Кюри

В том же году (18 июля) они выделили из урановой руды химическое вещество, обладающее еще большей радиоактивностью. Этот элемент был назван ими полонием, а 25 декабря они открывают еще более радиоактивное вещество – радий.

В этот же период Герхард Шмидт в Германии доказывает, что радиоактивностью обладает торий и его соединения. Юлиус Эльстер и Ханс Гейтель доказывают, что радиоактивность урана и тория не изменяется при разных температурах и давлениях, тем самым подтверждая, что это внутреннее свойство самих химических элементов не связано с воздействием извне или поглощением каких-либо особых лучей.

В январе 1899 г. Эрнест Резерфорд (рисунок 3) опубликовал статью по изучению радиоактивности, в которой показал, что данное излучение не поляризуется и не преломляется. Ученый обнаруживает неоднородность излучения урана. Легко отклоняемую в магнитном поле часть излучения он назвал альфа-лучами (α), менее отклоняемую в магнитном поле – бета-лучами (β).

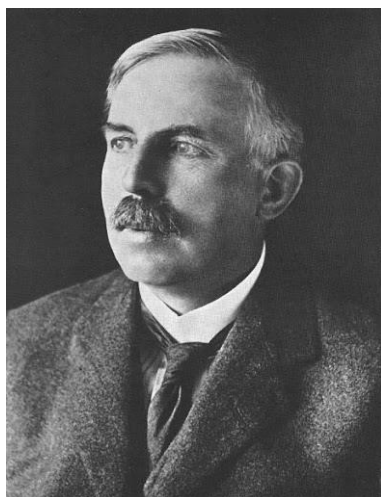


Рисунок 3 – Эрнест Резерфорд

В это же время М. Кюри делает вывод, что радиоактивность может оказаться свойством, присущим лишь тяжелым элементам.

В 1901 г. А. Беккерель доказал, что радиоактивность состоит из трех видов лучей, в том числе неотклоняемых в магнитном поле и сильно проникающих гамма-лучей (γ).

В 1902 г. Э. Резерфорд и Фредерик Содди (рисунок 4) выдвинули теорию радиоактивного распада.

В 1913 г. Ф. Содди ввел понятие изотопов.

В 1914 г. Э. Резерфорд и Эдвард Андраде доказали электромагнитную природу γ -излучения.

В 1922 г. Э. Резерфорд и Джэймс Чэдвик в результате исследования искусственного расщепления легких элементов под действием α -частиц, открыли протон. Они пришли к выводу, что расщеплению поддаются ядра всех легких элементов до калия (включительно) с нечетными порядковыми номерами.



Рисунок 4 – Фредерик Содди

В 1925 г. Лиза Мейтнер экспериментально доказала, что ядром, возникающим в результате α - и β -превращения, испускается γ -излучение.

В 1932 г. Дж. Чэдвик доказал существование нейтрона.

В 1938 г. Отто Ган и Фриц Штрассман открыли процесс деления урана-235.

В 1941 г. ученые США выделили ^{239}Pu (плутоний-239), как продукт последовательных двух β -распадов ^{239}U (урана-239) и ^{239}Np (нептуния-239), образованных после облучения ^{238}U нейтронами, и доказали его деление под действием медленных нейтронов. Это открытие оказалось чрезвычайно перспективным для дальнейшего применения ядерного топлива.



Рисунок 5 – Предметы, содержащие радиоактивные элементы

В начале XX века недавно открытые радиоактивные металлы начали массово добавлять в воду, лекарства и косметику, считая, что они улучшают здоровье и стимулируют клетки организма. Люди принялись использовать радий в самых невероятных целях. Новый элемент казался чем-то волшебным, вдобавок, радий светился в темноте. На рынке появлялись самые разные товары, содержащие радиоактивные элементы – посуда, часы, зубная паста, шоколад, масло, сигареты, бритвенные лезвия, наборы юного атомщика, соли для ванн, таблетки и многое другое (см. рисунок 5).

Начиная с конца 30-х годов исследования радиоактивности приобрели закрытый характер в связи с использованием этого явления в военных целях.

Первые ядерные реакторы нарабатывали плутоний для атомного оружия. «Манхэттенский проект» (кодовое название проекта США по разработке ядерного оружия) начал свое осуществление 13 августа 1942 г. К нему было привлечено множество выдающихся ученых-физиков.



Рисунок 6 – Макет бомбы «Толстяк», сброшенной на город Нагасаки

К лету 1945 г. американцам удалось построить три атомные бомбы, две из которых были сброшены на японские города Хиросиму и Нагасаки, а третью испытали незадолго до этого. Так 16 июля 1945 г. в Нью-Мексико было проведено первое в мире испытание атомной бомбы, получившее название Тринити (Троица). Утром 6 августа 1945 г. американский бомбардировщик В-29 «Enola Gay» сбросил на японский город Хиросима урановую атомную бомбу «Little Boy» («Малыш»). Мощность взрыва составила по разным оценкам от 13 до 18 кт в тротиловом эквиваленте. Три дня спустя, 9 августа 1945 г., плутониевая атомная бомба «Fat Man» («Толстяк») (см. рисунок 6) была сброшена на город Нагасаки. Ее мощность была значительно больше и составила 15-22 кт. Считается, что в результате применения ядерного оружия 140 000 человек погибло в Хиросиме и 74 000 человек в Нагасаки. Эти цифры были опубликованы в феврале 1946 г. штабом американской оккупационной армии в Японии и не учитывают умерших впоследствии от лучевой болезни.

Исключительная разрушительная способность ядерного оружия, продемонстрированная бомбардировками, стала отправной точкой гонки ядерных вооружений между США и СССР, к которой позднее присоединились и другие страны.

В реакторе и в бомбе используется энергия, выделяющаяся при цепной ядерной реакции. Минимальное количество делящегося вещества, необходимое для начала реакции, называют критической массой. Например, критическая масса урана-235 – 50 кг. Впервые цепная реакция ядерного распада была осуществлена 2 декабря 1942 г. в Чикагском университете. Для ее реализации использовался уран в качестве топлива, а графит в качестве замедлителя. Но первая электроэнергия, извлеченная из энергии ядерного распада, была получена только спустя почти 10 лет – 20 декабря 1951 г. в

Национальной лаборатории Айдахо с помощью реактора на быстрых нейтронах EBR-I (Experimental Breeder Reactor-I), произведенная мощность которого составляла около 100 кВт.

Лидеры атомного проекта СССР, как и зарубежные ученые, искали способы использования энергии атома в мирных целях. Советский Союз не отставал в сфере ядерного развития, и 9 мая 1954 г. на ядерном реакторе в Обнинске была достигнута первая устойчивая цепная ядерная реакция (рисунок 7). Реактор мощностью 5 МВт работал на обогащенном уране с графитом в качестве замедлителя, для охлаждения использовалась вода с обычным изотопным составом, а 26 июня в 17:30 энергия, выработанная здесь, стала поступать в потребительскую электросеть.



Рисунок 7 – Обнинская атомная электростанция

Последние несколько десятилетий ядерная энергетика остается одним из самых перспективных видов получения энергии в мире. Кроме того, ее физические принципы применяют в ядерной медицине и космических технологиях.

На сегодняшний день ядерная энергия обеспечивает до 15 % от производства всей электроэнергии на Земле. На конец 2020 года в мире насчитывался 441 действующий ядерный реактор, большинство из которых находятся

на территории Северной Америки, Европы, Азии и стран бывшего СССР. На территории Африки АЭС практически нет, а в Австралии ядерная энергия не используется совсем. Доля выработки электроэнергии на атомных электростанциях в некоторых странах достигает больших значений, в 12 странах

она превышает 30 % от общего количества энергии. Мировым лидером по доле в общей выработке является Франция, в которой ядерная энергетика является

национальным приоритетом – 72 % от всего электричества в стране. Самыми масштабными программами по строительству новых АЭС владеют Россия, Индия и Южная Корея, в которых сейчас строится около 35 новых АЭС, что более 50 % от всех создаваемых объектов такого типа.

Ядерная энергия используется не только для снабжения жителей с помощью атомных электрических станций, но и для передвижения атомных ледоколов в Арктике (рисунок 8) и атомных подводных лодок. Многие страны имеют программы изучения возможностей атомного деления, например, для создания ядерного ракетного двигателя в космических кораблях. В СССР была разработана программа спутников, которые имели в себе ядерные двигатели.



Рисунок 8 – Атомный ледокол

На сегодняшний день в мире существуют две противоположные тенденции – некоторые страны начинают закрывать свои ядерные программы. Например, США, Франция и Япония начинают закрывать некоторые АЭС, а Италия стала первой страной в мире, которая сознательно закрыла все АЭС и полностью отказалась от ядерной энергетики. Бельгия, Германия, Испания, Швейцария и Швеция осуществляют долгосрочную политику по отказу от ядерной энергетики. Австрия, Куба, Ливия, Вьетнам и Польша закрыли свои ядерные программы буквально перед пуском первой АЭС. Самым спорным моментом в ядерной энергетике является ее безопасность, особенно связанная с эксплуатацией реакторов. Противники ядерных систем указывают на техногенные катастрофы в Чернобыле и Фукусиме. Кроме того, от атомной энергетики, как правило, остаются отходы, которые необходимо утилизировать.

Ядерная медицина как отрасль медицины появилась только в 1970-1980-х, несмотря на то, что еще в 1901 г. французские физики Анри-Александр Данло и Эжен Блок впервые применили радий для лечения кожного

туберкулеза, а венгр Дьёрдь де Хевеши еще в 1913 г. предложил использовать в биологических исследованиях метод меченых атомов. Сейчас ядерная медицина применяется при кардиологических и онкологических заболеваниях, а вся сфера в целом потребляет свыше половины всех радиоактивных изотопов в мире. В частности, в онкологии (радиобиология опухолей) ядерная медицина выполняет такие задачи, как выявление опухолей, метастазов и рецидивов, определение степени распространенности опухолевого процесса, дифференциальная диагностика, лечение опухолевых образований и оценка эффективности противоопухолевой терапии. Россия является лидером по производству сырьевых медицинских изотопов.



Рисунок 9 – Марсоход «Curiosity»

Атомная энергия открывает новые перспективы для изучения космического пространства. Марсоход «Curiosity» (см. рисунок 9), отправленный в межпланетную миссию, был укомплектован ядерной батареей, которая обеспечит аппарат энергией для движения и проведения исследований в течение 14 лет. На пути к Марсу он преодолел 204 млн. км. В течение полета работала солнечная батарея для питания систем навигации и связи, а ядерная батарея внутри аппарата использовалась для поддержания определенной критической температуры. Попав на Марс, аппарат полностью функционирует за ее счет.

Такова история исследования одного из величайших открытий в истории цивилизации.

1.2. Основные понятия и единицы измерения радиоактивности

Радиоактивность – это способность самопроизвольного превращения неустойчивого изотопа химического элемента в устойчивый изотоп. Такое превращение сопровождается испусканием элементарных частиц (альфа-, бета-) и излучения (гамма-кванты) [9].

Таблица 1 – Классификация радиоактивных элементов

Естественные		Искусственные	
Долгоживущие	$^{235,238,234}\text{U}$, ^{232}Th , ^{40}K , ^{87}Rb , ^{152}Sm , ^{187}Re , ^{138}La , ^{176}Lu и др.	Осколочные элементы	$^{134,137}\text{Cs}$, ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{131}I , ^{85}Kr , ^{141}Ce , ^{140}La , ^{147}Nd , ^{99}Tc , ^{147}Pm и др.
Короткоживущие	ряд урана: радон и т.д.; ряд тория: торон и т.д.; ряд актиноурана: актинион и т.д.	Продукты активации	^{54}Fe , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{22}Na , ^{32}P и т.д.
Постоянно образующиеся в природе в результате ядерных реакций	$^{14}\text{N} (n,p) \rightarrow ^{14}\text{C}$ ($5,8 \times 10^3$ лет) $^6\text{Li} (n) \rightarrow ^3\text{H}$ (12,3 года) $^2\text{H} (n,\gamma) \rightarrow ^3\text{H}$ $^4\text{He} (n,p) \rightarrow ^3\text{H}$ $^{238}\text{U} (n,\gamma) \rightarrow \beta \rightarrow ^{239}\text{Np}$ $\rightarrow \beta \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ (ничтожно малые количества). Спонтанное деление ^{238}U приводит к образованию ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{147}Pm и т.д.	Элементы ядерных реакций присоединения	Нептуний (Np) Плутоний (Pu) Америций (Am) Кюрий (Cm) Берклий (Bk) Калифорний (Cf) ... Менделевий (Md) ... и т.д.

В природе установлено более 230 радиоактивных изотопов естественного происхождения и их количество существенно дополняется техногенными (искусственными) радионуклидами практически всех элементов таблицы Д.И. Менделеева (см. таблица 1).

Среди естественных радиоактивных элементов выделяются долгоживущие (U-238, U-235, U-234, Th-232 (торий-232), K-40 (калий-40), Rb-87 (рубидий-87) и др.), короткоживущие продукты распада долгоживущих изотопов (радий, радон и т.д.) и нуклиды, постоянно образующиеся в природной среде за счет ядерных реакций (C-14, H-3, Be-7 (бериллий-7) и др.).

Искусственные радиоактивные элементы могут быть подразделены на:

– осколочные (продукты деления ядер урана-235 под воздействием тепловых нейтронов);

– радиоактивные элементы – продукты активации за счет взаимодействия нейтронов, гамма-квантов и т.д. с веществом (^{60}Co (кобальт-60), ^{65}Zn , ^{54}Fe и т.д.);

– трансурановые радиоактивные элементы, образующиеся в результате поглощения нейтронов.

Наиболее распространенными естественными радиоактивными элементами в природе являются уран, торий и калий. Нуклид ^{40}K обуславливает

40-45 % существующей мощности дозы гамма-излучения в природе. На долю ^{232}Th и продуктов его распада приходится около 35 %, а на уран и продукты его распада – 20-25 %.

Ко всем радиоактивным элементам применим закон радиоактивного распада:

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

где N_0 – число радиоактивных атомов в начальный момент времени появления нуклида t_0 ; e – основание натурального логарифма (2,718); λ – постоянная радиоактивного распада ядра атома какого-либо нуклида в единицу времени (она различна для разных радионуклидов); t – время, прошедшее от t_0 .

Постоянная радиоактивного распада определяет так называемый период полураспада ($T^{1/2}$), т.е. промежуток времени, требующийся для уменьшения первоначального числа радиоактивных ядер в 2 раза:

$$T^{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda} \quad (2)$$

Период полураспада $T^{1/2}$ является одной из основных характеристик радиоактивного вещества. Долгоживущие естественные радиоактивные элементы обладают периодом полураспада от $n \times 10^8$ (^{235}U) до $n \times 10^{10}$ (^{232}Th) лет. Искусственные радионуклиды, как правило, имеют незначительные периоды полураспада (от долей секунд до десятков лет) и только элементы, образующиеся в результате ядерных реакций присоединения (нептуний, плутоний, америций), имеют периоды полураспада до десятков тысяч лет (^{239}Pu – 24 110 лет) [9].

Радиоактивный распад представляет собой цепь последовательных радиоактивных превращений. Элементы, входящие в такую цепочку,

обнаружена лишь в 2003 году, поэтому в более ранних работах он называется конечным (и единственным сохранившимся в природе) нуклидом ряда.

Основные альфа-, бета-, гамма- излучатели в рядах радиоактивного распада представлены в таблице 2.

Таблица 2 – Основные альфа-, бета- и гамма- излучатели в рядах естественных радиоактивных распадов

Излучатели	Ряды радиоактивного распада		
	Ряд ^{238}U	Ряд ^{235}U	Ряд ^{232}Th
α -	^{238}U , ^{234}U , ^{230}Th , ^{226}Ra , ^{222}Rn , ^{210}Po	^{235}U , ^{231}Pa , ^{227}Th , ^{223}Ra , ^{215}Po , ^{211}Po , ^{211}Bi	^{232}Th , ^{228}Th , ^{224}Ra , ^{220}Rn , ^{216}Po , ^{212}Bi , ^{212}Po
β -	^{234}Th , ^{234}Pa , ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{210}Bi	^{231}Th , ^{227}Ac , ^{211}Pb , ^{207}Tl	^{228}Ra , ^{228}Ac , ^{212}Pb , ^{212}Bi , ^{208}Tl
γ -	^{214}Pb , ^{214}Bi	—	^{228}Ac , ^{228}Th , ^{212}Pb , ^{212}Bi , ^{208}Tl

Радиоизотопы искусственных нуклидов обладают различными видами радиоактивности. Среди них могут преобладать гамма-излучатели (как цезий-137, барий-137 и др.), бета-излучатели (как стронций-90 и др.) и альфа-излучатели (как плутоний-239 и др.).

Чтобы понять физическую суть радиоактивного распада рассмотрим ядро любого химического элемента, которое состоит из двух типов частиц: нейтронов, не имеющих электрического заряда, и протонов, которые заряжены положительно. В обычном состоянии атом не имеет электрического заряда, поскольку по своим орбитам вокруг ядра вращаются отрицательно заряженные электроны (рисунок 11).

Возникает вопрос. Каким образом протоны держатся вместе, ведь одинаково заряженные частицы отталкиваются друг от друга? Это связано с тем, что в природе существует не только электромагнитное взаимодействие, но и куда более мощное, которое физики называли «сильное». Именно оно удерживает протоны в ядре, преодолевая их электрическое отталкивание. Но сильное взаимодействие действует только на очень небольшом расстоянии, и как только это расстояние становится больше некоторой критической величины, начинает преобладать сила электрического отталкивания. Очевидно, что чем больше протонов в ядре, тем такое ядро менее устойчиво, оно постоянно находится на грани распада.

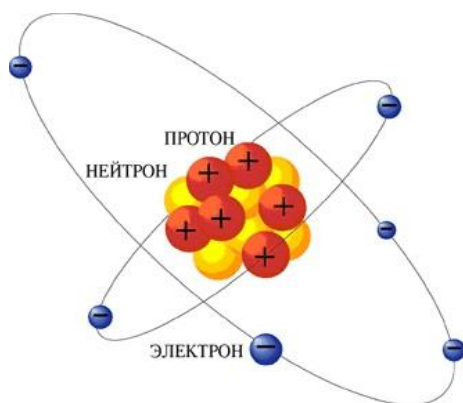


Рисунок 11 – Структура атома химического элемента

Но и это еще не все, что угрожает стабильности ядра. Нейтрон способен превратиться в протон, вытолкнув из себя электрон, в результате чего он приобретает положительный электрический заряд и подравнивает свою массу с точностью под массу протона. А образовавшийся в результате данного превращения электрон покидает атом. Атомы, способные на такие превращения называются радиоактивными, а вещество, в составе которого такие атомы имеются – радиоактивным веществом. Экспериментально установлено, что радиоактивны все химические элементы с порядковым номером выше 82 (начиная с висмута), радиоактивны некоторые более легкие элементы: индий, калий, кальций, рубидий.

Систематизировать знания о радиоактивности первым стал Эрнест Резерфорд, который и установил в 1899 г., что соли урана испускают лучи трех разных типов, которые он назвал альфа-, бета- и гамма-. Как он определил, что они разные? Альфа-лучи отклоняются в магнитном поле так, как это делают положительно заряженные частицы, бета-лучи – как частицы, заряженные отрицательно, а гамма-лучи вообще не отклоняются в магнитном поле. Классификация была предварительной, к нашему времени ее многократно уточняли, находили подтипы, но традиция никуда не делась – ученые и сегодня говорят об альфа-, бета- и гамма- излучении.

Альфа-частица – это объединенные два протона и два нейтрона, вылетевшие из ядра. Альфа-распад характерен для тяжелых элементов, в ядрах которых значительное количество нейтронов и протонов (рисунок 12).

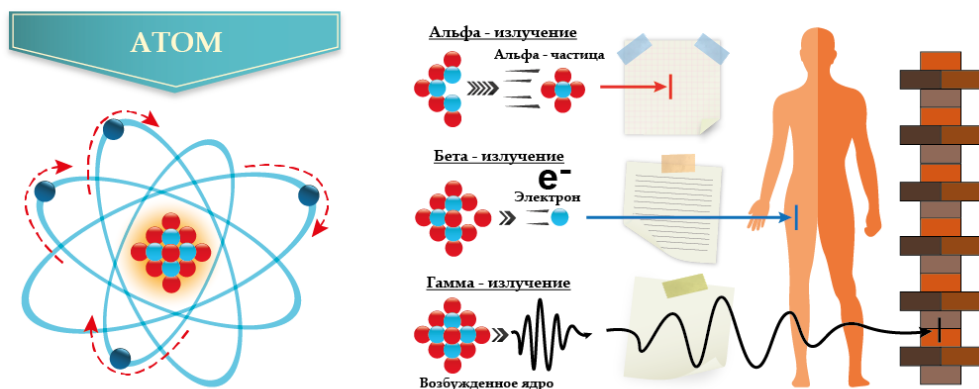


Рисунок 12 – Проникающая способность альфа-, бета- и гамма-излучения

Масса альфа-частицы составляет 4,001506179125(62) атомной единицы массы (около $6,644656 \times 10^{-27}$ кг), что эквивалентно энергии 3,727379240(82) ГэВ. Спин и магнитный момент равны нулю. Энергия связи составляет 28,11 МэВ (7,03 МэВ на нуклон). Заряд альфа-частицы равен удвоенному элементарному заряду или примерно $3,218 \cdot 10^{-19}$ Кл.

Бета-частица – это просто электрон, порожденный в результате превращения нейтрона (см. рисунок 12). Отрицательно заряженные бета-частицы являются электронами (β^-), положительно заряженные – позитронами (β^+). Энергии бета-частиц распределены непрерывно от нуля до некоторой максимальной энергии, зависящей от распадающегося изотопа; эта максимальная энергия лежит в диапазоне от 2,5 кэВ (для рения-187) до десятков МэВ (для короткоживущих ядер, далеких от линии бета-стабильности).

Гамма-излучение связано с тем, что атомы могут принимать в себя порции энергии, переходя в возбужденное состояние, но при этом не происходит ни альфа-, ни бета-распада (см. рисунок 12). Но такое состояние стабильным назвать трудно, оно – квазистабильное. В атомном мире за перенос энергии отвечают фотоны, которые и покидают атом в случае гамма-радиоактивности. Нейтроны и протоны остаются на месте, электроны не уходят со своих орбит, а атом после такого вида распада переходит в более стабильное и менее возбужденное состояние. Гамма-кванты не несут никакого электрического заряда, что, опять же, было зафиксировано Э. Резерфордом. Следовательно, частицы, не несущие электрического заряда, остановить сложнее всего. Магнитные и электрические поля на них не действуют, поэтому гамма-кванты и проникают в глубину любого материала, оказавшегося на их

пути, куда дальше, чем положительные альфа-частицы и отрицательно заряженные бета-частицы.

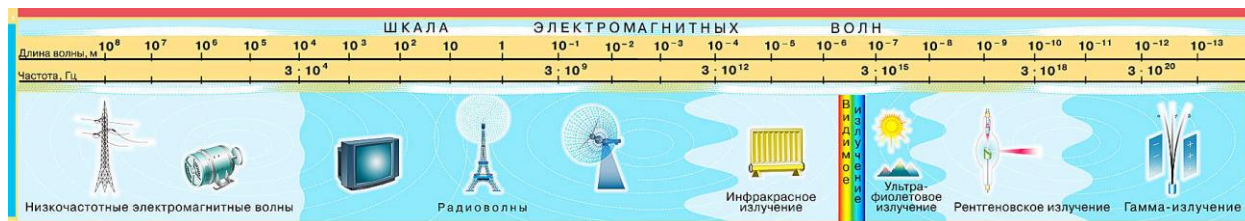


Рисунок 13 – Шкала электромагнитных волн

Следует отметить, что в большинстве случаев альфа- и бета- распад сопровождается испусканием гамма-квантов того или иного энергетического спектра (см. рисунок 13). По этой причине контроль за радиационной обстановкой, в первую очередь, включает измерение мощности дозы гамма-излучения.

Далее подробнее рассмотрим единицы измерения радиоактивности.

Существуют определенные объективные трудности в восприятии и понимании единиц измерения радиоактивности. Это связано, во-первых, с тем, что имеются единицы измерения как самого явления, так и единицы измерения воздействия этого явления на вещество, и зачастую необходимо переходить от одних к другим; во-вторых, с наличием нескольких единиц с различными исторически сложившимися названиями.

Первой в истории единицей измерения была принята радиоактивность 1 г химически чистого радия, которая была названа в честь супругов М. и П. Кюри. Радиоактивность 1 г Ra = 1 Кюри [Ки].

Позднее за единицу измерения радиоактивности было принято количество радиоактивных превращений (распадов) в единицу времени. Единица, характеризующая 1 распад/с, была названа в честь первооткрывателя радиоактивности – Беккерелем [Бк]. Так как 1 г Ra давал $3,7 \times 10^{10}$ распадов в 1 с,

то между Ки и Бк было установлено соотношение: $1 \text{ Ки} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Бк}$ или $1 \text{ Бк} = 2,7 \times 10^{-11} \text{ Ки}$.

Активность радионуклида прямо пропорциональна его количеству, поэтому количество радиоактивного вещества можно измерить, определив его активность в Бк/кг, Ки/л и т.д. Существуют также понятия удельной активности, площадной активности и объемной концентрации [9].

Удельная активность – это активность единицы массы вещества (Ки/кг, Бк/кг, пКи/г и т.д.).

Площадная активность – это радиоактивность вещества, приходящаяся на единицу площади (Ки/м², Ки/км², Бк/м² и т.д.).

Характеризуя радиоактивность какого-либо материала, необходимо указывать о каком радионуклиде при этом идет речь. Если говорят, например, что «удельная активность почвы по цезию-137 равна 100 Бк/кг», то это значит, что речь в данном случае идет только об этом изотопе, а другие (уран, торий, калий и т.д.), присутствующие в этой почве, при этом не учитываются [9].

При оценке соответствия материалов радиационно-гигиеническим нормативам введено понятие суммарная эффективная удельная активность радионуклида A_c :

$$A_c = A_{Ra} + 1,31A_{Th} + 0,085A_K, \quad (3)$$

где A_{Ra} , A_{Th} , A_K – удельные активности соответствующих радионуклидов.

Если в материале определялась концентрация урана, а не радия, то вместо A_{Ra} в формуле (3) используется содержание равновесного урана, тогда выражение примет вид [9]:

$$A_c = 3,4 \cdot 10^{-7} \times A_U + 1,31A_{Th} + 0,085A_K \quad (4)$$

Если почва была загрязнена техногенными радиоизотопами, например, цезием, стронцием и кобальтом, то указывается их радиоактивность, допустим: по цезию-137 – 100 Бк/кг; по стронцию-90 – 20 Бк/кг; по кобальту-60 – 80 Бк/кг. Тогда общая радиоактивность почвы составит $A_c=100+20+80$ Бк/кг.

От удельной активности (в Бк/кг, Бк/г и т.д.) можно перейти к площадной (в Бк/м², в Ки/км² и т.д.).

Объемная концентрация радиоактивности – это количество распадов в единицу времени, отнесенное к объему вещества (Ки/л, Ки/м³, Бк/л, Бк/м³ и т.д.)

Установлены следующие численные соотношения между используемыми единицами измерения экспозиционной, поглощенной, эквивалентной и эффективной мощности дозы (далее будет раскрыта разница между этими понятиями): 1 Дж/кг $\approx$ 1 Кл/кг $\approx$ 100 Р [Рентген] $\approx$ 1 Гр [Грей] $\approx$ 100 рад [Рад] $\approx$ 1 Зв [Зиверт] $\approx$ 100 бэр [Бэр]. Несмотря на то, что численные соотношения единиц измерения в данном случае представлены в виде приближенного

равенства, их физический смысл различен. Рассмотрим все единицы измерения подробнее.

Джоуль (англ. Joule; русское обозначение: Дж; международное: J) – единица измерения работы, энергии и количества теплоты в Международной системе единиц (СИ). В электричестве 1 Дж означает работу, которую совершают силы электрического поля за 1 с при напряжении 1 В для поддержания силы тока 1 А, $1 \text{ Дж} \approx 6,24151 \times 10^{18} \text{ эВ}$. Отсюда, экспозиционная доза в системе СИ измеряется в Кл/кг, а во внесистемных единицах в Р/с, Р/ч и т.д.

Рентгён (русское обозначение: Р; международное: R) – внесистемная единица измерения экспозиционной дозы облучения рентгеновским или гамма-излучением, определяемая по их ионизирующему действию на сухой атмосферный воздух. Если при воздействии γ -квантов (фотонное излучение) в 1 см^3 воздуха при нормальных условиях (н.у.) происходит его ионизация с образованием $2,08 \times 10^9$ пар ионов, что соответствует электрическому заряду в 1 Кл, то говорят, что экспозиционная доза γ -излучения соответствует 1 Р. Отсюда появился широко распространенный термин «ионизирующее излучение». В Российской Федерации рентген допущен к использованию в качестве внесистемной единицы без ограничения срока с областью применения «ядерная физика, медицина». Международная организация законодательной метрологии в своих рекомендациях относит рентген к единицам измерения, «которые могут временно применяться до даты, установленной национальными предписаниями, но которые не должны вводиться, если они не используются». Следует отметить, что 1 Р экспозиционной дозы (по всему спектру γ -излучения до энергии 3 МэВ) соответствует поглощенной дозе в биологической ткани в 0,93 рад, т.е. $1 \text{ Р} \approx 0,0093 \text{ Гр}$, тогда как в воздухе $1 \text{ Р} \approx 0,88 \text{ рад}$.

Грей (русское обозначение: Гр, международное: Gy) – единица поглощенной дозы ионизирующего излучения в системе СИ. Поглощенная доза равна 1 Гр, если в результате поглощения ионизирующего излучения вещество получило 1 Дж энергии в расчете на 1 кг массы. Единица измерения названа

в честь британского ученого Льюиса Грэя в 1975 г. Ранее широко использовалась (а иногда используется и до сих пор) внесистемная единица поглощенной дозы «рад». $1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$.

Рад (русское обозначение: рад; международное: rad, от англ. «radiation absorbed dose») – внесистемная единица измерения поглощенной дозы, 1 рад равен поглощенной дозе излучения, при которой облученному веществу

массой 1 кг передается энергия ионизирующего излучения 0,1 Дж, следовательно, 1 рад = 0,01 Дж/кг = 0,01 Гр. Поглощающим материалом могут быть как ткани живых организмов, так и любое другое вещество (например, воздух, вода, почва и т.д.). Рад был впервые предложен в 1918 г. В Российской Федерации рад допущен к использованию в качестве внесистемной единицы без ограничения срока с областью применения «ядерная физика, медицина». Международная организация законодательной метрологии в своих рекомендациях относит рад к единицам измерения, «которые могут временно применяться до даты, установленной национальными предписаниями, но которые не должны вводиться, если они не используются».

Зиверт (русское обозначение: Зв; международное: Sv) – единица измерения эффективной и эквивалентной доз в системе СИ, используется в радиационной безопасности с 1979 г. Соответствует количеству энергии, поглощенной 1 кг биологической ткани, равной по воздействию поглощенной дозе фотонного (рентгеновского или гамма) излучения в 1 Гр.

Бэр – устаревшая единица измерения эквивалентной дозы. В системе СИ для тех же целей используется единица измерения зиверт. Бэр равен эквивалентной дозе, при которой произведение поглощенной дозы в биологической ткани стандартного состава равно 10^{-7} Дж $\approx 6,24 \times 10^{11}$ эВ. Название единицы бэр является акронимом от «биологический эквивалент рентгена» (англ. rem – roentgen equivalent man). Использование в названии слова «рентген» связано с тем, что первоначально эквивалентная доза рассчитывалась на основе экспозиционной дозы. В 1954 г. Международная комиссия по радиологической защите определила бэр как единицу дозы с такой же биологической эффективностью как у одного рада гамма-излучения. После этого бэр стал расшифровываться как биологический эквивалент рада. 1 бэр = 0,01 Зв. В Российской Федерации бэр допущен к использованию в качестве внесистемной единицы без ограничения срока с областью применения «ядерная физика, медицина».

Таблица 3 – Единицы измерения радиации

Параметры	Источник характеризуется <i>активностью</i>	Поле характеризуется <i>экспозиционной дозой</i>	Воздействие облучения характеризуется	
			для неживых объектов <i>поглощенной дозой</i>	для живых организмов <i>эквивалентной дозой</i>
Внесистемные единицы измерения	Кюри (<i>Ki, Ci</i>)	Рентген (<i>P, R</i>)	Рад (<i>рад, rad</i>)	Бэр (<i>бэр, rem</i>)

Параметры	Источник характеризуется <u>активностью</u>	Поле характеризуется <u>экспозиционной дозой</u>	Воздействие облучения характеризуется	
			для неживых объектов <u>поглощенной дозой</u>	для живых организмов <u>эквивалентной дозой</u>
Единицы измерения СИ	Беккерель (Бк, Bq)	Кулон/кг (Кл/кг, C/kg)	Грей (Гр, Gy)	Зиверт (Зв, Sv)
Соотношение между единицами измерения	1 Ки = $3,7 \times 10^{10}$ Бк 1 Бк = 1 распад/с 1 Бк = $2,7 \times 10^{-11}$ Ки	1 Р = $2,58 \times 10^{-4}$ Кл/кг 1 Кл/кг = $3,88 \times 10^3$ Р	1 рад = 10^{-2} Гр 1 Гр = 1 Дж/кг	1 бэр = 10^{-2} Зв 1 Зв = 100 бэр

Взаимосвязи между единицами измерения и понятиями «активность источника», «мощность экспозиционной дозы», «поглощенная доза», «эквивалентная доза» показаны в таблице 3.

Теперь мы узнали, что в процессе распада радиоактивных ядер образуются потоки, способные ионизировать вещественную среду (воздух, воду, биологические клетки и др.) и сообщать веществу дополнительную энергию. Количество поглощенной при этом энергии и образовавшихся пар ионов являются определенным интегрированным показателем величины радиоактивности вещества и измеряются различными физическими методами (по ионизации воздуха, например). Так, например, если при воздействии гамма-квантов (фотонное излучение) в 1 см^3 воздуха при нормальных условиях происходит его ионизация с образованием $2,08 \times 10^9$ пар ионов, что соответствует электрическому заряду в 1 Кл, то говорят, что экспозиционная доза (X) гамма-излучения соответствует 1 Р. Отсюда и появился широко распространенный термин «ионизирующее излучение» [9].

Переход от единиц активности вещества, выраженного, например, в мКи к мощности экспозиционной дозы гамма-излучения данного радионуклида в Р/ч, осуществляется при помощи гамма-постоянных (справочная величина), характерных для каждого радиоизотопа.

Теперь стало понятно, что кроме экспозиционной дозы, характеризующей степень ионизации воздуха, существует и другое понятие – поглощенная доза – это энергия излучения, поглощенная единицей массы вещества.

В системе СИ она измеряется единицей Грей (Гр): $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг} = 100 \text{ рад}$. Поглощенная доза, отнесенная ко времени, носит название мощности поглощенной дозы и измеряется в Гр/ч, Гр/с, мГр/ч, рад/с, рад/год и т.д.

Биологический эффект воздействия ионизирующего излучения зависит от вида излучения, энергии частиц и гамма-квантов. Так альфа-частица с

энергией 4 МэВ проходит 31 мкм биологической ткани, а с энергией 10 МэВ – 130 мкм. Излучения, испускаемые радионуклидами, различаются по способности повреждать биологические системы. Существует понятие – «относительная биологическая эффективность излучения», которая выражается по отношению к дозе условно принятого стандартного типа излучения.

Для учета степени воздействия радиоактивного излучения на биологические ткани существует понятие коэффициента качества излучения (или фактор качества). Если коэффициент качества гамма-излучения принять за 1, то для бета-излучения он будет составлять 10, для альфа-излучения – 20, для нейтронов – от 5 до 20 [2].

Поглощенная доза, рассчитанная с учетом коэффициента качества, получила название эквивалентная доза. Мощность эквивалентной дозы будет измеряться в Зв/ч, мкЗв/ч и т.д.

1.3. Методы измерения радиоактивности

Регистрация радиоактивного излучения производится по оценке эффекта его воздействия на вещество. Основными методами регистрации являются:

1. Ионизационный метод, основанный на измерении степени ионизации газов, либо по образованию электронно-дырочных пар в твердых телах. Для измерения используются ионизационные камеры (камера Вильсона и др.), газоразрядные счетчики (счетчики Гейгера-Мюллера и т.д.), полупроводниковые счетчики на основе кремния, германия и т.д. Это один из самых широко распространенных методов измерения радиоактивного излучения. С его использованием создано большое количество разных типов аппаратуры.

2. Люминесцентный метод обусловлен возникновением свечения под влиянием какого-либо воздействия (фотолюминесценция, радиолюминесценция, хемилюминесценция, триболюминесценция, термолюминесценция и т.д.). Возникновение и интенсивность свечения обусловлены накоплением энергии при взаимодействии излучения с веществом. Для регистрации радиоактивного излучения используются сцинтилляционные детекторы различных типов, в которых в результате попадания α -частиц и γ -квантов возникают световые вспышки разной интенсивности и продолжительности, которые регистрируются фотодетектором (фотодиод или фотоумножитель).

Существуют твердотельные, жидкостные и газовые детекторы. Это также один из самых широко применяемых методов регистрации радиоактивного излучения.

3. Оптический метод реализуется на эффекте изменения оптических свойств материалов под воздействием радиоактивного излучения. Для этих целей используются различные типы стекол и полимерные материалы. На этом методе основана аппаратура для измерения радиационных полей высокой интенсивности.

4. Фотографический метод – самый первый метод, который позволил А. Беккерелю открыть явление радиоактивности. Основан на воздействии радиоактивного излучения на фоточувствительные материалы. Интенсивность почернения прямо пропорциональна дозе облучения. На этом принципе работают многие типы индивидуальных дозиметров. Этот метод широко используется в лабораторных исследованиях радиоактивных веществ для их обнаружения и пространственной локализации.

5. Калориметрический метод измерения радиоактивности основан на измерении тепла, выделяемого при радиоактивном распаде или при взаимодействии излучения с веществом. Метод применяется сравнительно редко, но на его основе созданы приборы для градуировки дозиметров, а также осуществляются измерения мощных потоков гамма- и нейтронного излучения в реакторной дозиметрии, где данный метод имеет преимущество по сравнению с ионизационным и другими методами, так как не зависит от энергетических характеристик излучения.

6. Химические методы основаны на изменении химического состава жидкостей или газов при взаимодействии с радиоактивным излучением. Типичными примерами такой реакции является радиолиз воды с образованием H^+ и OH^- или разложение закиси азота N_2O с образованием N_2 , O_2 и NO_2 . На этом принципе созданы жидкостные и газовые химические дозиметры для измерения мощных потоков γ -квантов.

Количественные и качественные характеристики радиоактивного излучения измеряются радиометрами, дозиметрами и спектрометрами.

Радиометр – это прибор для измерения числа актов радиоактивного распада в единицу времени (активности). Определяет плотность потока ионизирующих излучений. При измерении мощности дозы функции радиометра и дозиметра совпадают (рисунок 14).

Дозиметр – устройство для измерения доз облучения или мощности дозы. Может служить для измерения доз одного (гамма-дозиметр, нейтронный дозиметр), либо смешанного излучения (гамма-бета дозиметр) (рисунок 15).

Спектрометр – устройство, которое позволяет измерять распределение радиоактивного излучения по энергии (гамма-, альфа-спектрометры), массе и заряду (масс-спектрометры) (рисунок 16). Таким образом позволяет определить точный изотопный состав источника ионизирующего излучения.

Гамма-спектрометр, например, позволяет выявить в смеси γ -излучающих радионуклидов по характерной энергии присутствие конкретных радиоизотопов. Так, торий определяется по энергии γ -квантов дочернего изотопа ^{208}Tl (таллия-208) с энергией 2,165 МэВ (радиоактивный изотоп таллия-208 является промежуточным членом рядов распада тория-232), калий-40 – 1,46 МэВ, а цезий-137 – по энергии 0,662 МэВ и т.д. [9].

Существует большое количество типов и моделей радиометрического, дозиметрического и спектрометрического оборудования. Данная аппаратура может быть переносной (габариты и масса позволяют носить одному человеку), передвижной (автомобильные, вертолетные и спутниковые варианты), стационарной.



Рисунок 14 – Альфа- и бета- радиометры



Рисунок 15 – Дозиметры гамма-излучения



Рисунок 16 – Спектрометры (стационарные и носимые)

Приборы подразделяются по функциональному назначению:

- измерение радиоактивности газов и аэрозолей;
- измерение радиоактивности жидких и сыпучих материалов;
- измерение радиоактивного загрязнения поверхностей;
- индивидуальные средства измерения, постоянно носимые человеком.

Приборы могут иметь одно- или многофункциональное назначение.

Радиометрические, дозиметрические и спектрометрические устройства характеризуются определенными метрологическими параметрами, которые необходимо учитывать при оценке возможности их использования для решения того или иного вида задач.

Общими метрологическими параметрами для всех являются: фон, разрешающая способность, чувствительность, порог чувствительности (минимально измеряемая величина) и пределы измерений. Данные параметры определяются многими факторами, но прежде всего определяются типом используемых детекторов (датчиков) излучения (газоразрядный или сцинтилляционный), используемых электронных схем.

Аппаратура для измерения радиоактивного излучения проходит постоянные периодические поверки, при которых она эталонируется по образцовым государственным источникам и стандартам. Так, например, для поверки гамма-спектрометрической аппаратуры, размещаемой на летательных аппаратах, созданы специальные государственные полигоны, на поверхности которых с высокой степенью достоверности определены максимальные эффективные дозы (МЭД) и содержания радионуклидов с различными энергетическими характеристиками. Это позволяет сопоставлять полученные результаты γ -съемок, выполненных на этом полигоне.

Использование аппаратуры, не обеспеченной поверками, может приводить к получению недостоверной информации. Существует государственный реестр средств измерения радиоактивности. Официальное заключение по радиационной обстановке может быть дано только с использованием средств измерений, рекомендованных реестром. Вся другая аппаратура, не включенная в данный перечень и не обеспеченная соответствующими метрологическими поверками, относится к бытовой индикаторной и измерительной аппаратуре. Данные, полученные с ее использованием, должны быть заверены аппаратурой из госреестра, имеющей соответствующие поверки.

Существуют мобильные (рисунок 17) и стационарные комплексы (рисунки 18, 19) для непрерывного мониторинга за радиационной обстановкой. Более подробно рассмотрим принципы их работы и порядок применения во второй главе учебного пособия.



Рисунок 17 – Носимые дозиметры-радиометры и поисковые приборы

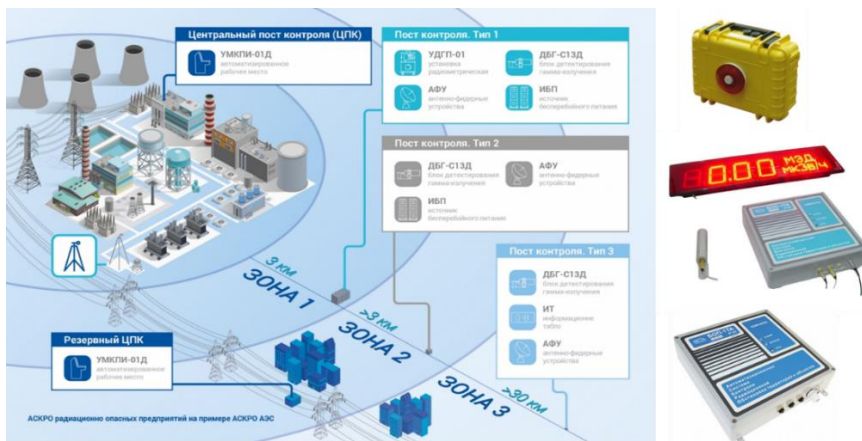


Рисунок 18 – Установка радиационного контроля в составе автоматизированной системы контроля радиационной обстановки



Рисунок 19 – Стационарные приборы непрерывного контроля радиационной обстановки

Стоит отметить, что вопросы контроля радиационной обстановки и обеспечения радиационной безопасности в Российской Федерации входят в компетенцию госкорпораций «Росатом» и «Роскосмос», а также многих федеральных органов исполнительной власти, таких, как, Ростехнадзор, Роспотребнадзор, Минприроды России, Росгидромет, Минтранс России, Минстрой России, Минэнерго России, ФСБ России, Минобороны России, МЧС России, Минздрав России, ФМБА. Исходя из этого, возможность применения сил и средств различной ведомственной принадлежности и подчиненности учитывается в процессе формирования состава групп радиационной разведки.

При прогнозировании радиационной обстановки целесообразно взаимосвязано рассматривать риски, обусловленные нарушениями технологических процессов на объектах атомной промышленности, последствиями чрезвычайных ситуаций, ухудшением радиоэкологической обстановки, угрозами террористического и военного характера. Помимо наличия рисков, связанных с деятельностью объектов атомной

промышленности, необходимость применения комплексного подхода обусловлена также возможными террористическими сценариями, направленными на важнейшие промышленные центры.

Далее в учебном пособии рассмотрим и изучим источники радиационной опасности.

1.4. Атомная промышленность

Развитие атомной энергетики затрагивает проблему загрязнения внешней среды, которая резко обостряется в условиях радиационных аварий. Поэтому одной из наиболее актуальных проблем атомной энергетики является повышение радиационной безопасности действующих АЭС и объектов использования атомной энергии. Примерами радиационных аварий могут служить ситуации, произошедшие:

- на химкомбинате НПО «Маяк» (Челябинская область, СССР) 29 сентября 1957 г., где в результате взрыва емкости с радиоактивными отходами тысячи квадратных километров были загрязнены радиоактивными аэрозолями. Подхваченное ветром, радиоактивное облако разнеслось по площади более 20 тыс. км² на территории Челябинской, Свердловской и Тюменской областей [8];

- на заводе Селлафилд (Уиндскейл, Великобритания) 10 октября 1957 г., где во время профилактических работ на одном из реакторов, производящем плутоний для британского ядерного оружия, загорелись три тонны урана. В результате пожара также произошел выброс радиоактивных аэрозолей. Радиоактивное облако накрыло половину Европы: часть достигла Норвегии, другая часть – Швейцарии [8];

- на атомной электростанции «Three Mile Island» (штат Пенсильвания, США) 28 марта 1979 г. из-за ошибок персонала произошло частичное расплавление активной зоны реактора. Это вызвало выброс радиоактивных газов в атмосферу и жидких радиоактивных отходов в реку Сукуахана [8];



Рисунок 20 – Взрыв реактора на Чернобыльской АЭС

– на Чернобыльской АЭС (Киевская область Украинской ССР, СССР) 26 апреля 1986 г. Эта авария характеризовалась значительным выбросом радионуклидов в атмосферу, большими площадями радиоактивного загрязнения подстилающей поверхности с эвакуацией населения из 30-км зоны

(см. рисунок 20) [8];

– на заводе по переработке ядерного топлива Токаимига (неподалеку от Токио, Япония) 30 сентября 1999 г., где по вине сотрудников предприятия началась неуправляемая ядерная реакция, которую не удалось вовремя остановить. Прилегающие районы подверглись сильному радиоактивному загрязнению. Двое сотрудников предприятия погибли. Более 400 человек получили сильные дозы облучения [8].



Рисунок 21 – Радиационная авария на АЭС Фукусима-1

– на АЭС Фукусима-1 (Япония) 11 марта 2011 г. – крупная радиационная авария максимального 7-го уровня по Международной шкале ядерных событий (INES), начавшаяся в результате сильнейшего в истории Японии землетрясения и последовавшего за ним цунами. Землетрясение и удар цунами привели к полному обесточиванию станции, в том числе к отказу резервных источников электроснабжения, что явилось причиной неработоспособности всех систем нормального и аварийного охлаждения. Это привело к расплавлению активной зоны реакторов на энергоблоках 1-3 и взрывам водорода на энергоблоках 1, 3 и 4. Их здания частично разрушились, произошел значительный выброс радиоактивных материалов в окружающую среду, составивший до 20 % от выбросов при Чернобыльской аварии (см. рисунок 21).

АЭС – это комплекс систем, устройств, оборудования и сооружений, предназначенный для производства электрической энергии. В качестве топлива станция использует уран-235. Наличие ядерного реактора отличает АЭС от других электростанций. На АЭС происходит три взаимных преобразования форм энергии: ядерная энергия переходит в тепловую, тепловая энергия переходит в механическую, механическая энергия преобразуется в электрическую (рисунок 22).

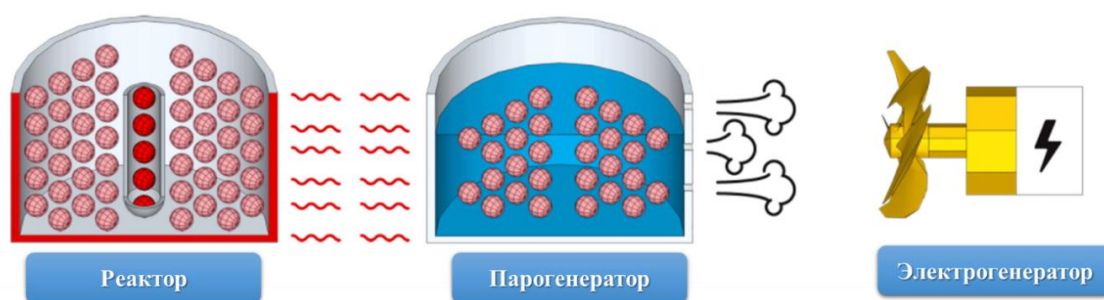


Рисунок 22 – Принцип преобразования энергии на АЭС

Основой станции является реактор – конструктивно выделенный объем, куда загружается ядерное топливо и где протекает управляемая цепная реакция. Уран-235 делится медленными (тепловыми) нейтронами. В результате выделяется огромное количество тепла.

Тепло отводится из активной зоны реактора теплоносителем – жидким или газообразным веществом, проходящим через ее объем. Эта тепловая энергия используется для получения водяного пара в парогенераторе.

Механическая энергия пара направляется к турбогенератору, где она превращается в электрическую и дальше по проводам поступает к потребителям.

Атомная станция представляет собой комплекс зданий, в которых размещено технологическое оборудование. Основным является главный корпус, где находится реакторный зал. В нем размещается сам реактор, бассейн выдержки ядерного топлива, перегрузочная машина (для осуществления перегрузок топлива), за всем этим наблюдают операторы с блочного щита управления (рисунок 23).



Рисунок 23 – Блочный щит управления атомной электростанции

Защитные сооружения, входящие в состав атомных электростанций, необходимо включать в состав пусковых комплексов или объектов первой очереди строительства. При этом ввод в эксплуатацию убежищ при строительстве атомных электростанций следует предусматривать до физического пуска их первого энергоблока.

Основным элементом реактора является активная зона. Она размещена в бетонной шахте. Обязательными компонентами любого реактора являются система управления и защиты, позволяющая осуществлять выбранный режим протекания управляемой цепной реакции деления, а также система аварийной защиты – для быстрого прекращения реакции при возникновении аварийной ситуации. Все это смонтировано в главном корпусе.

Есть также второе здание, где размещается турбинный зал: парогенераторы и сама турбина. Далее по технологической цепочке следуют конденсаторы и высоковольтные линии электропередач, уходящие за пределы площадки станции.

На территории находятся корпус для перегрузки и хранения в специальных бассейнах отработавшего ядерного топлива. Кроме того,

станции комплектуются элементами оборотной системы охлаждения – градирнями (бетонная башня, сужающаяся кверху), прудом-охладителем (естественный водоем, либо искусственно созданный) и брызгальными бассейнами.

В зависимости от типа реактора АЭС могут иметь 1, 2 или 3 контура работы теплоносителя.

Одноконтурная схема применяется на атомных станциях с реакторами типа РБМК-1000. Реактор работает в блоке с двумя конденсационными турбинами и двумя генераторами. При этом кипящий реактор сам является парогенератором, что и обеспечивает возможность применения одноконтурной схемы. Одноконтурная схема относительно проста, но радиоактивность в этом случае распространяется на все элементы блока, что усложняет биологическую защиту. В настоящее время в России действует 4 АЭС с одноконтурными реакторами.

В России наибольшее распространение получили двухконтурные АЭС с реакторами типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) (рисунок 24).

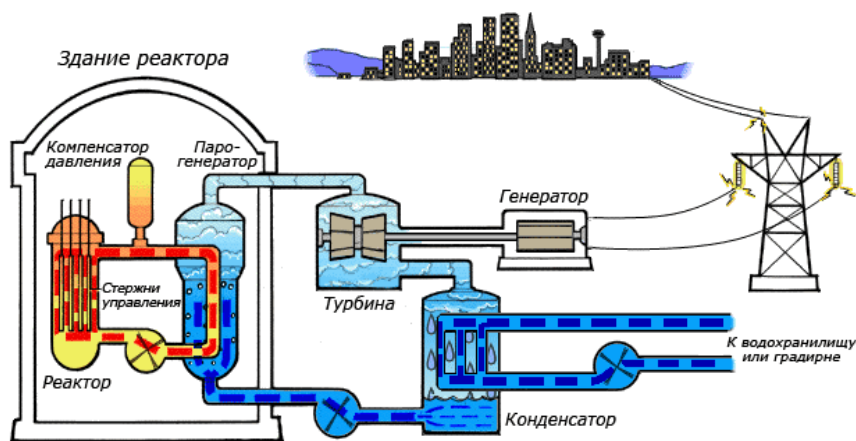


Рисунок 24 – Схема работы АЭС на двухконтурном водо-водяном энергетическом реакторе (ВВЭР)

В активную зону реактора подается под давлением вода, которая нагревается. Энергия теплоносителя используется в парогенераторе для образования насыщенного пара. Второй контур не радиоактивен. Блок состоит из одной конденсационной турбины мощностью 1 000 МВт или двух турбин мощностью по 500 МВт с соответствующими генераторами. В настоящее время

в России действует 5 АЭС с двухконтурными реакторами.

Трехконтурную схему применяют на АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем типа БН. Чтобы исключить контакт

радиоактивного натрия с водой, сооружают второй контур с нерадиоактивным натрием. Таким образом схема получается трехконтурной.

Ядерный топливный цикл (ЯТЦ) – это вся последовательность повторяющихся производственных процессов, начиная от добычи топлива и заканчивая удалением радиоактивных отходов. В зависимости от вида ядерного топлива и конкретных условий, ядерные топливные циклы могут различаться

в деталях, но их общая принципиальная схема сохраняется (рисунок 25).

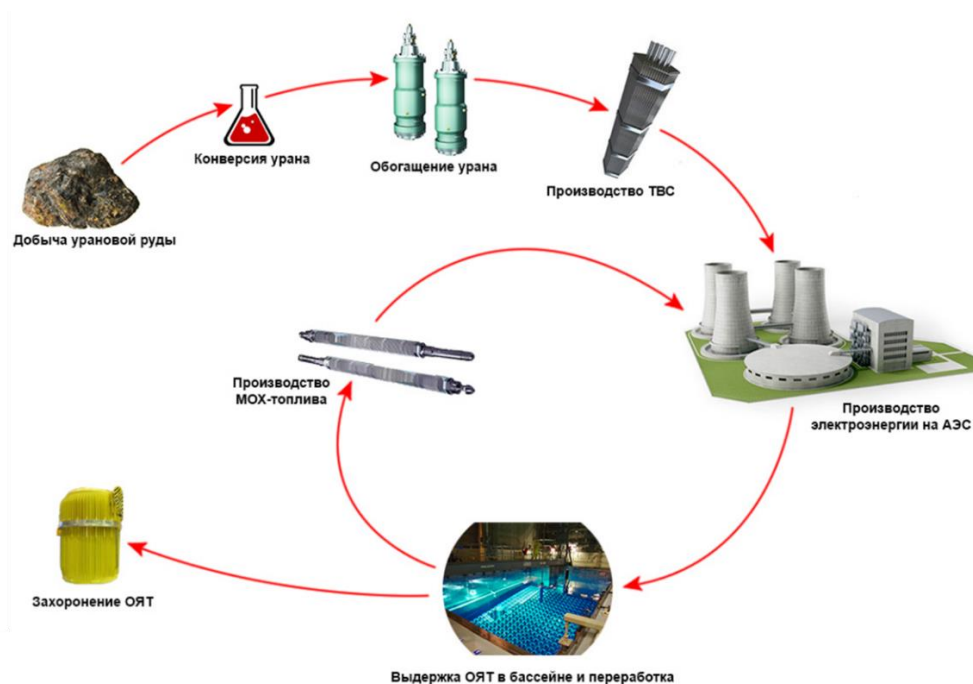


Рисунок 25 – Схема ядерного топливного цикла

Основным ядерным топливом для современных реакторов является уран. Поэтому все стадии и процессы ядерного топливного цикла определяются физико-химическими свойствами этого элемента. Для атомной энергетики различают два вида ЯТЦ – открытый (разомкнутый) и закрытый (замкнутый).

В разомкнутом (открытом) ЯТЦ отработанное ядерное топливо считается высокоактивными радиоактивными отходами и вместе с остаточными делящимися изотопами исключается из дальнейшего использования – поступает на хранение или захоронение. Поэтому разомкнутый ЯТЦ характеризуется низкой эффективностью использования природного урана (до 1 %). Широкое применение открытого типа ЯТЦ обусловлено достаточно невысокими ценами на уран.

В замкнутом ЯТЦ на радиохимических предприятиях осуществляется переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с целью возврата в цикл невыгоревшего урана-235, почти всей массы урана-238, а также изотопов энергетического плутония, образовавшихся при работе ядерного реактора. Из ядерного топлива выделяют ценные компоненты, которые используют для изготовления нового ядерного горючего. При этом количество отходов, подлежащих окончательному захоронению, минимизируется.

Деятельность объектов атомной промышленности неизбежно связана с процессами транспортировки и утилизации радиоактивных отходов. Проблемам радиоэкологии посвящается достаточное количество научных трудов.

И собрано множество фактов, свидетельствующих о том, что не всегда предприятие может обеспечивать полное отсутствие источников ионизирующего излучения на территориях и акваториях, прилегающих к объектам атомной промышленности.

Потенциальную опасность вызывает хранение радиоактивных отходов в жидком виде в прудах-накопителях. Известны факты переноса радионуклидов из прудов-накопителей в результате ветрового распространения, смерча, землетрясения, а также водоплавающими птицами и дикими животными [9]. Функционирование систем закачки радиоактивных отходов в глубокие геологические формации связано с рисками проникновения радиоактивных отходов в горизонты, из которых производится питьевое водоснабжение населенных пунктов.

Задача радиационного контроля внешней среды, осуществляемая автоматизированной системой контроля радиационной обстановки (АСКРО), действительно, является важной и актуальной, причем настолько, что без сдачи в эксплуатацию АСКРО на атомной станции не дают разрешение на физический пуск.

Организация функционирования систем мониторинга радиационной обстановки на территориях субъектов Российской Федерации и муниципальных образований с объектами использования атомной энергии (ОИАЭ) осуществляется постоянно действующими органами управления, силами и средствами, создаваемыми решениями соответствующих органов государственной власти субъектов Российской Федерации и органов местного самоуправления. На территории предприятий атомной промышленности – постоянно действующими органами управления, силами и средствами, создаваемыми решениями руководства объекта. В контрольно-пропускных зонах – специальными силами предприятия атомной промышленности по

согласованию с уполномоченными органами безопасности. На территории санитарно-защитных зон и зон наблюдения – комплексно, в зависимости от количества расположенных муниципальных образований и объектов.

1.5. Ядерное оружие

К современным средствам поражения, которые потенциально способны угрожать различным удаленным объектам, относятся [13]:

- ядерное оружие и его носители;
- управляемые авиабомбы, в том числе модульной конструкции (с ракетным ускорителем);
- управляемые крылатые ракеты воздушного, наземного и морского базирования;
- межконтинентальные баллистические ракеты в обычном и ядерном снаряжении;
- и средства доставки: стратегическая и тактическая авиация, надводные корабли и подводные лодки, автомобильный и железнодорожный транспорт.

Практически все указанные средства вооружения используют аэрокосмические средства наведения на цель (рисунок 26).

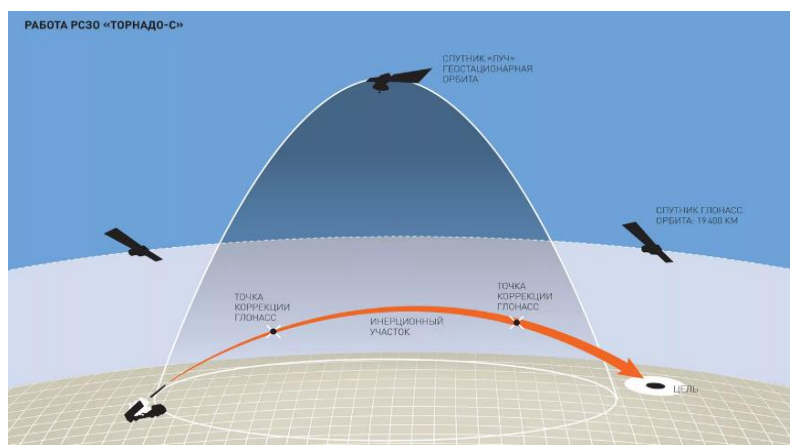


Рисунок 26 – Принцип аэрокосмического наведения на цель

Официально ядерное оружие в достаточно больших количествах сейчас находится на вооружении пяти государств (Россия, США, Франция, Китай, Великобритания). Оно также фактически имеется в относительно небольших количествах в Израиле, Индии, Пакистане и Северной Корее.

Мощность ядерного оружия определяется общим количеством высвобождаемой при взрыве энергии и характеризуется тротиловым

эквивалентом, который численно равен массе такого количества тротила, энергия взрыва которого равна энергии взрыва данного ядерного заряда. Тротиловый эквивалент измеряется в тоннах (т), тыс. тонн (кт), млн. тонн (Мт).

Ядерное оружие может быть применено для двух различных целей. Во-первых, оно может быть использовано для непосредственного воздействия на личный состав и технику. Во-вторых, ядерное оружие может быть применено для нанесения мощных ударов по важнейшим промышленным, транспортным и политическим центрам противника (рисунок 27).



Рисунок 27 – Средства доставки ядерных зарядов

Источником энергии в ядерных боеприпасах является самоподдерживающаяся цепная реакция деления тяжелых ядер на тепловых нейтронах. Самоподдерживающейся цепной реакцией деления ядер называется реакция, которая, начавшись делением одного или нескольких тяжелых ядер, продолжается в веществе без внешнего воздействия.

Источником энергии в термоядерных боеприпасах является термоядерная реакция. Ядерные реакции, в которых кинетическая энергия взаимодействующих ядер, необходимая для их слияния (синтеза), приобретает разогревом, называются термоядерными реакциями (рисунок 28).

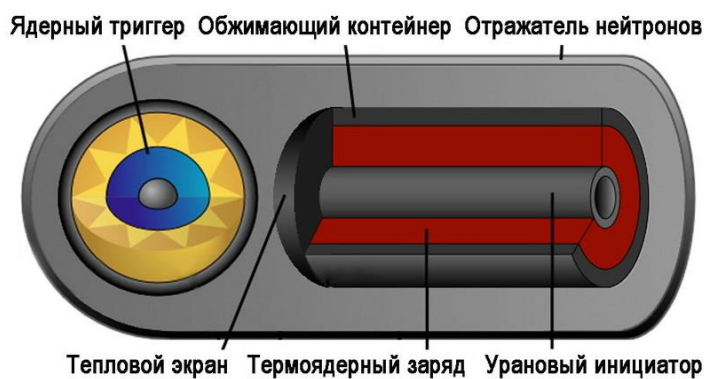


Рисунок 28 – Модель термоядерного заряда

Элементами ядерного заряда, основанного на реакции синтеза, являются:

- делящееся ядерное взрывчатое вещество;
- заряд для реакции синтеза;
- искусственный источник нейтронов;
- заряд обычного взрывчатого вещества;
- отражатель нейтронов.

Образующиеся при термоядерных реакциях нейтроны обладают очень большой энергией и могут вызвать деление ядер природного U-238. Это обстоятельство позволило создать комбинированные заряды, в которых реакция синтеза используется как мощный источник быстрых нейтронов, вызывающих деление необогащенного U-238. Таким образом, протекают уже три стадии реакций: сначала деление, потом синтез и снова деление (рисунок 29) [13].

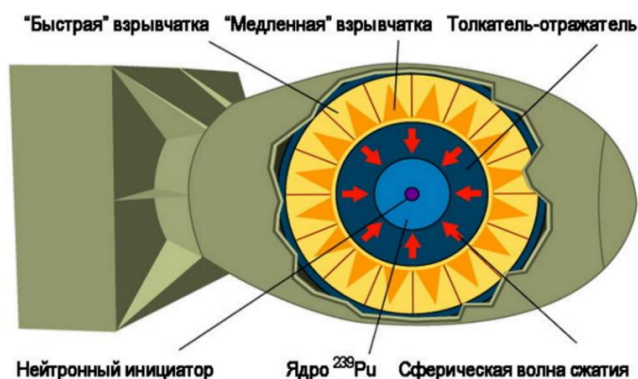


Рисунок 29 – Модель комбинированного боеприпаса

В процессе развития физических явлений, сопровождающих ядерный взрыв, возникают следующие поражающие факторы [13]:

- воздушная ударная волна;
- световое излучение ядерного взрыва;
- проникающая радиация;
- электромагнитный импульс;
- радиоактивное загрязнение местности.

Воздушная ударная волна, световое излучение ядерного взрыва, проникающая радиация и электромагнитный импульс в зависимости от мощности ядерного заряда будут иметь радиус действия от 500 м до 10 км.

Радиусы зоны распространения ударной волны ядерных взрывов различной мощности пропорциональны кубическому корню из отношения тротиловых эквивалентов. Поэтому для приблизительного сравнения радиуса зоны распространения ударной волны ядерного взрыва различной мощности можно пользоваться формулой:

$$\frac{R_2}{R_1} = \sqrt[3]{\frac{q_2}{q_1}}, \quad (5)$$

где R_1 и R_2 – радиусы зон поражения воздушной ударной волной, км;
 q_1 и q_2 – мощности ядерных зарядов в тротиловом эквиваленте;

для расчета радиус поражения ударной волной ядерного взрыва мощностью 20 кт принимается приблизительно равным 1 км (20 Мт – 10 км).

Диаметр воронки D (в м), образующейся в результате ядерного взрыва мощностью q (в кт), можно определить по формуле:

$$D = 38 \times q^{\frac{1}{3}} \quad (6)$$

Проникающая радиация представляет собой поток гамма-лучей и нейтронов, испускаемых при ядерном взрыве. Поражающее действие проникающей радиации на наземные объекты продолжается в течение 25 секунд

от момента взрыва. В отличие от гамма-излучения нейтронный поток взаимодействует только с ядрами атомов. Взаимодействие нейтронов с материалом защиты приводит к уменьшению нейтронного потока, а, следовательно,

и к уменьшению дозы нейтронов. Однако в отличие от гамма-излучения наибольшее ослабляющее действие на поток нейтронов оказывают материалы, содержащие легкие ядра (вода, полиэтилен).

Радиоактивное загрязнение местности имеет наибольшую зону распространения из всех поражающих факторов ядерного взрыва. Радиоактивное облако ядерного взрыва движется по направлению ветра. По мере продвижения облака, выпадающие из него радиоактивные вещества, оставляют на поверхности земли невидимый след радиоактивного загрязнения. Местность, загрязненная радиоактивными веществами с мощностями доз опасными для пребывания на ней человека, по площади во много раз превышает размеры зон поражения ударной волной, световым излучением и проникающей радиацией. Такие мощности доз могут наблюдаться как в районе взрыва, так и на значительном удалении от него.

След радиоактивного облака на равнинной местности имеет форму эллипса и условно делится на четыре зоны: умеренного (А), сильного (Б), опасного (В) и чрезвычайно опасного (Г) загрязнения. Мощности доз P на внешних границах различных зон радиоактивного загрязнения через 1 час после ядерного взрыва принимаются равными (рисунок 30):

– в зоне «А»: $P = 0,08$ Зв/ч (в зивертах обозначается мощность эффективной (эквивалентной) дозы, что для приблизительных расчетов численно соответствует мощности экспозиционной дозы 8 Р/ч, мощности поглощенной дозы 8 рад/ч или 0,08 Гр/ч);

– в зоне «Б»: $P = 0,8$ Зв/ч (что для приблизительных расчетов численно соответствует мощности экспозиционной дозы 80 Р/ч, мощности поглощенной дозы 80 рад/ч или 0,8 Гр/ч);

– в зоне «В»: $P = 2,4$ Зв/ч (что для приблизительных расчетов численно соответствует мощности экспозиционной дозы 240 Р/ч, мощности поглощенной дозы 240 рад/ч или 2,4 Гр/ч);

– в зоне «Г»: $P = 8$ Зв/ч (что для приблизительных расчетов численно соответствует мощности экспозиционной дозы 800 Р/ч, мощности поглощенной дозы 800 рад/ч или 8 Гр/ч).

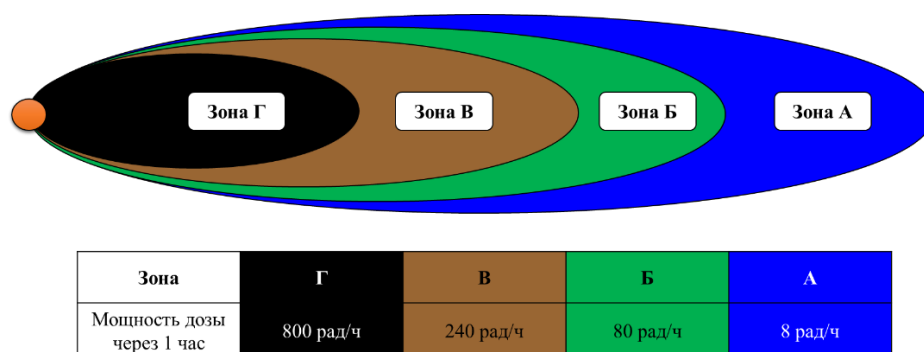


Рисунок 30 – Обозначение зон радиоактивного загрязнения местности в результате ядерного взрыва

Для защиты от радиоактивного излучения используются защитные свойства различных строений и укрытий, техники, транспорта и материалов. Гамма-кванты взаимодействуют с электронной оболочкой ядра, следовательно, чем больше электронная плотность защитного вещества, тем интенсивнее взаимодействие фотонов с материалом защиты.

Гамма-излучение в более плотном веществе теряет больше энергии, чем в менее плотном. Отсюда следует, что гамма-излучение более эффективно ослабляется материалами, имеющими большой удельный вес (свинец, сталь, бетон) (рисунок 31).

Наибольшей кратностью ослабления от проникающей радиации обладают защитные сооружения (перекрытые траншеи – ослабляют до 130 раз, убежища – до 3 000 раз).

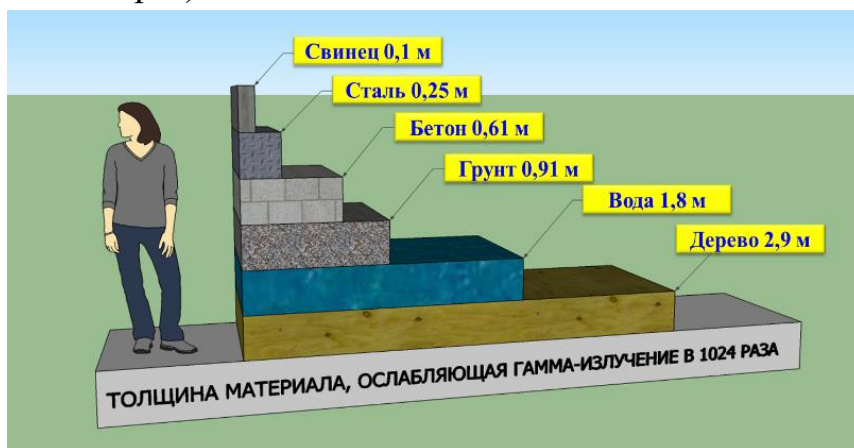


Рисунок 31 – Ослабление гамма-излучения различными материалами

В качестве средств, ослабляющих действие ионизирующих излучений на организм человека, используются различные противорадиационные препараты (радиопротекторы).

Защитные сооружения гражданской обороны, применяемые для укрытия работников, личного состава формирований и населения, подразделяют на (рисунок 32):

- убежища (обеспечивающие в течение нормативного времени защиту укрываемых от расчетного воздействия поражающих факторов ядерного оружия, бактериальных (биологических) средств, боевых отравляющих веществ);
- противорадиационные укрытия (обеспечивающие защиту людей от воздействия ионизирующих излучений и допускающие непрерывное пребывание в нем укрываемых в течение нормативного времени);

– простейшие укрытия (обеспечивающие защиту укрываемых от фугасного и осколочного действия обычных средств поражения, поражения обломками строительных конструкций, а также от обрушения конструкций вышерасположенных этажей зданий различной этажности).



Рисунок 32 – Классификация защитных сооружений гражданской обороны

1.6. Ядерный терроризм

Риски проявления ядерного терроризма предопределяют необходимость проведения дополнительных научных, организационных и технических мероприятий, направленных на обеспечение радиационной безопасности. В научной литературе радиоактивное загрязнение классифицируется как одна из основных форм ядерного терроризма.

На сегодняшний день по всему миру известно достаточно много случаев, связанных с утратой радиоактивных источников. В медицине, строительстве и других сферах используются специализированные приборы, принцип работы которых основан на использовании радиоактивных изотопов. При этом контроль обращения с радиоактивными элементами в этих сферах деятельности объективно ниже, чем на объектах атомной промышленности или военно-промышленного комплекса, что может быть предпосылкой для планирования преступлений террористической направленности.

Тема ядерного терроризма достаточно основательно рассматривается и анализируется в публикациях Российского института стратегических исследований (РИСИ). На основании опубликованных ими данных наиболее вероятными радиоактивными веществами, которые могут использоваться с целью ядерного терроризма, являются Co-60, Sr-90, Cs-137, Ir-192, Am-241, In-192, Po-210, Ra-226. По фактам незаконного оборота ядерных материалов в базе данных МАГАТЭ содержится информация о тысячах инцидентах (в том числе случаи хищения (утраты) высокообогащенного урана и плутония). География подобных инцидентов включает почти 100 стран мира [21].

Примером использования радиоактивных веществ при попытке совершения террористических актов является ситуация, произошедшая в ноябре 1995 г., когда в Москве, в Измайловском парке группа чеченских боевиков заложила полуфабрикат мины, содержащий смесь цезия-137 и взрывчатки.

Другая известная ситуация, когда подполковник советской и российской госбезопасности А.В. Литвиненко, находившийся 1 ноября 2006 года на территории Великобритании, внезапно заболел, был госпитализирован и после этого спустя три недели умер. Причиной его смерти явилось отравление полонием-210. В дальнейшем это привело к ухудшению российско-британских отношений.

Известно, что во время первой чеченской войны сторонники Джохара Дудаева строили планы по захвату атомной подводной лодки Тихоокеанского флота ВМФ.

В перечень целей для атаки Аль-Каиды 11 сентября 2001 г. планировалось включить атомную электростанцию.

По сведениям, опубликованным в бюллетене МАГАТЭ в 2006 г., имелись данные о встречах пакистанских ученых-ядерщиков с членами международной террористической организации «Аль Каида» с целью осуществления попытки экспортировать ядерные технологии. В ряде работ Российского института стратегических исследований специалистами изучается и оценивается угроза получения пакистанских ядерных зарядов радикальными исламскими террористами.

Международная обстановка в 2019-2020 г.г. выглядела крайне напряженной на фоне конфликтов США с Ираном и КНДР, которые также продолжают развивать свои ядерные программы. Израиль держит в секрете информацию о своем реальном ядерном потенциале и проводимых мероприятиях в этой области.

Эти и другие факты подтверждают актуальность дальнейших исследований в области обеспечения безопасности в контексте террористических угроз, связанных с попытками получения членами международных террористических организаций (МТО) доступа к источникам радиоактивного излучения и попытками их использования в террористических целях.

К числу стран, которые рассматривают ядерный терроризм в качестве реальной угрозы их национальной безопасности, относятся США. По данным исследований Аргонской национальной лаборатории (Чикаго), для использования в «грязной бомбе» могут подходить следующие радиоизотопы:

америций-241, калифорний-252, цезий-137, кобальт-60, индий-192, плутоний-239, полоний-210, радий-226, стронций-90. По просьбе Комитета по международным делам сената США Федерация американских ученых рассмотрела различные сценарии использования «грязной бомбы». Как показали результаты одного из сценариев, предполагающего распыление кобальта-60 позволит осуществить загрязнение местности на площади около 1 000 кв. км, в следствие которого только через 10 лет на территорию могли бы вернуться жители.

Согласно результатам исследований Национальной лаборатории в Брукхэвене с точки зрения возможного осуществления актов ядерного терроризма серьезную угрозу представляют бассейны, где хранится отработавшее ядерное топливо, поскольку они менее защищены, чем реакторы АЭС.

Российскими специалистами анализируется американский опыт обеспечения безопасности в области предупреждения проявлений ядерного терроризма. В США еще в середине 1970-х гг. была сформирована специальная группа ученых, инженеров и техников (Nuclear Emergency Search Team – NEST) для немедленного расследования «незаконного использования ядерных материалов на территории Соединенных Штатов, включая угрозу террористического акта с применением специальных ядерных материалов». NEST непосредственно подчиняется Национальной администрации по ядерной безопасности (NNSA). Группа располагает большим количеством специализированного оборудования, авиационными средствами, включающими вертолеты и самолеты, оснащенные дозиметрическими системами. Группа реагирует на все телефонные или письменные угрозы, а также на сигналы о превышении радиационного фона, полученные с радиационных датчиков.

После терактов 11 сентября 2001 г. вокруг Вашингтона и Нью-Йорка создали кольцевую систему специальных высокочувствительных детекторов радиоактивных материалов. Однако эти датчики реагировали на различные источники, не имевшие ничего общего с террористическими угрозами. В итоге система была деактивирована. Что, в целом, тоже свидетельствует о неэффективности создания крупномасштабных систем радиационного контроля, состоящих только из стационарных пунктов наблюдения, для решения задач по предупреждению возможных террористических угроз с использованием радиоактивных источников. В настоящее время в США продолжается работа, направленная на разработку системы, призванной эффективно противодействовать угрозе ядерного терроризма.

В Российской Федерации действует Федеральный закон «Об использовании атомной энергии», который обеспечивает создание специальных санитарно-защитных зон и зон наблюдения в районах расположения объектов использования атомной энергии, а также зон безопасности с особым правовым режимом, например, в виде закрытых административно-территориальных образований со своим составом систем мониторинга радиационной обстановки и специализированными охраняемыми контрольно-пропускными зонами.

Рассмотрим также один известный радиационный инцидент, произошедший в г. Краматорске (Украинская ССР, СССР). В 1979 г. в Каранском карьере Донецкой области был потерян источник ионизирующего излучения типа ИГИ-Ц-4 на основе Cs-137 активностью $5,2 \times 10^7$ кБк, который использовался в радиоизотопном уровнемере, принадлежавшем предприятию по производству щебня.

Источник ионизирующего излучения типа ИГИ-Ц-4 представляет собой одинарную или двойную капсулу, содержащую радионуклид Cs-137 в виде таблетки из порошка или гранулы на основе цеолита или стеклоплава (рисунок 33).

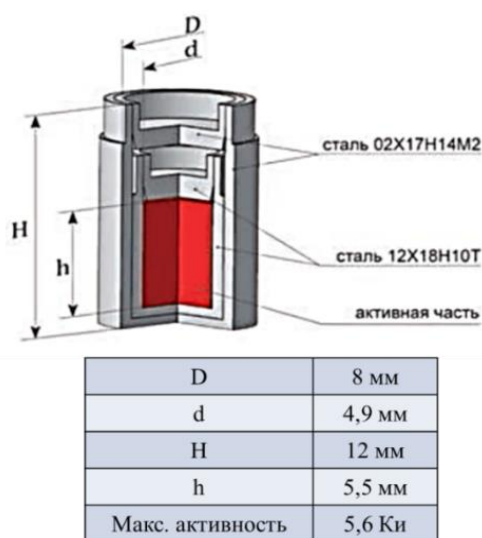


Рисунок 33 – Источник ионизирующего излучения типа ИГИ-Ц-4

В 1980 г. в городе Краматорске был сдан в эксплуатацию новый панельный дом, а потерянная капсула, излучавшая 18 Зв/год, вместе со щебнем оказалась внутри одной из бетонных строительных плит этого дома. С 1980 по 1989 г.г. данный радиационный инцидент стал причиной смерти 6-ти человек, а 17 человек по медицинским показаниям были признаны инвалидами. Обнаружить источник ионизирующего излучения удалось только

с применением переносного дозиметрического оборудования местной санэпидстанции по инициативе жильца одной неблагополучной квартиры, в которой поочередно от лейкоза умирали живущие там родственники.

На основе данного примера можно рассматривать похожие возможные сценарии проявлений ядерного терроризма в зависимости от использования преступниками различных радиоактивных изотопов в составе источника ионизирующего излучения или радиологической бомбы. В общем случае при предупреждении проявлений ядерного терроризма рассматривается задача обнаружения источника ионизирующего излучения заданной активности A на заданной территории площадью Z в течение заданного времени T .

Терроризм преобразовывается, его целью является возможность использования самых современных вооружений и передовых идей, не уступающих текущему уровню развития общества и государства, путем овладения арсеналом средств воздействия, воспринимающихся обществом как атрибут силы. На сегодняшний день нет официальных свидетельств, что террористические организации обладают или ведут предметную работу по созданию и производству ядерного оружия. Однако, есть немало примеров утрат ядерных боеприпасов.

Высокую степень опасности представляет радиологическое оружие, которое может представлять собой сравнительно простое устройство, распыляющее ионизирующие вещества в составе аэрозольных смесей или разносящее их в результате взрыва обычной взрывчатки. В свою очередь, «грязная бомба» способна нанести просто катастрофический ущерб за счет радиационного загрязнения значительных территорий, особенно в благоустроенной населенной части. Поскольку создание такого радиологического оружия технологически намного проще, чем самое примитивное ядерное средство поражения, его использование террористами целесообразно относить к вероятным сценариям развития обстановки.

ГЛАВА 2. ОРГАНИЗАЦИЯ МОНИТОРИНГА И КОНТРОЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ

2.1. Деятельность международных организаций в области обеспечения радиационной безопасности

Существует ряд международных организаций, разрабатывающих нормативы в области радиационной безопасности, и отслеживающих все юридические аспекты в этой области.

Международное агентство по атомной энергии (ИАЕА, МАГАТЭ) является универсальной международной организацией в области мирного использования ядерных технологий и уникальной мировой площадкой научно-технического сотрудничества (рисунок 34).



Рисунок 34 – Международные организации
в области обеспечения радиационной безопасности

Впервые острая потребность в решении проблем, связанных с ядерной энергией, возникла уже на I сессии Генеральной Ассамблеи ООН 10 января 1946 г. В том же году была создана первая постоянная комиссия в системе ООН – Комиссия по атомной энергии. В 1957 г. в рамках ООН в качестве автономной организации было создано МАГАТЭ, с помощью которой государства-участники стали не только упорядочивать международное сотрудничество в области мирного использования ядерной энергии, но и следить за тем, чтобы созданная в рамках МАГАТЭ система контроля не давала возможности неядерным государствам использовать ядерную энергию в военных целях. Сегодня широкий спектр услуг, программ и видов деятельности МАГАТЭ основывается на потребностях его 154 государств-членов.

Одним из направлений деятельности МАГАТЭ является развитие ядерных технологий. МАГАТЭ стремится повысить роль ядерной науки и

технологии в деле оказания поддержки устойчивому развитию через развитие передовых ядерных технологий. МАГАТЭ способствует передаче ядерной технологии государствам-членам для ее использования в медицине, сельском хозяйстве, промышленности, управлении водными ресурсами и для других применений.

Следующим немаловажным направлением в деятельности МАГАТЭ стала ядерная безопасность и физическая ядерная сохранность. Будущая роль ядерной энергии зависит от подтвержденных устойчивых результатов безопасного применения всех ядерных методов. Программе МАГАТЭ по ядерной безопасности посвящена разработка норм безопасности ядерных установок

и обеспечения сохранности радиоактивных источников, безопасной перевозки радиоактивных материалов и обращения с радиоактивными отходами.

Рекомендации МАГАТЭ в области радиационной безопасности используются многими странами в качестве основы для разработки своего национального законодательства. Разработаны положения и руководства в отношении безопасного выбора площадки, проектирования, эксплуатации и качества АЭС. В целях дальнейшего повышения эксплуатационной безопасности во всем мире МАГАТЭ по запросу проводит оценки безопасности, включая рассмотрение группами международных экспертов непосредственно на площадке вопросов эксплуатации АЭС.

Еще одним направлением деятельности МАГАТЭ стало нераспространение ядерного оружия. В рамках глобальных усилий по предотвращению распространения ядерного оружия МАГАТЭ осуществляет проверку того, чтобы ядерные материалы не перебрасывались с законного мирного использования на военные цели. После того, как какое-либо государство-член становится участником соглашения о гарантиях, инспекторы МАГАТЭ контролируют весь заявленный ядерный материал путем проведения проверок. Без такой четкой системы гарантий было бы невозможно осуществлять связанные с ядерными методами торговлю и передачу технологий.

В области физической ядерной сохранности МАГАТЭ помогает государствам-членам в обеспечении более высокой готовности к борьбе с угрозой ядерного терроризма. К основным приоритетам Фонда физической ядерной безопасности МАГАТЭ относятся: повышение ядерной безопасности посредством обеспечения надлежащей физической защиты и регулирующего контроля, эффективное запрещение незаконного оборота ядерных и

радиоактивных материалов, обеспечение готовности и реализации планов аварийного реагирования.

Европейское сообщество по атомной энергии (Евратом) (см. рисунок 34) было создано на основании Договора об учреждении Европейского сообщества по атомной энергии 25 марта 1957 г. в Риме. В настоящее время Евратом является международной региональной специализированной организацией. Изначально Евратом объединял только шесть западноевропейских стран: Францию, ФРГ, Италию, Бельгию, Голландию и Люксембург. Но по мере расширения Европейского союза все новые государства-члены присоединялись также и к Евратому. В настоящий момент членами Евратома являются все 27 государств-членов Евросоюза.

Основные направления деятельности Евратома в настоящее время:

- ядерная безопасность, в рамках этого направления продвигаются высокие стандарты ядерной безопасности по всей Европе и за ее пределами;
- вывод из эксплуатации ядерных установок;
- соблюдение требований по безопасности при долгосрочном обращении с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом;
- обеспечение гарантий того, что ядерные материалы используют только в мирных целях;
- радиационная защита людей от вредного воздействия ионизирующего излучения, а именно: проведение мониторинга радиоактивности в окружающей среде: в воздухе, воде, почве и продуктах питания; обеспечение безопасности транспортировки радиоактивных материалов; отслеживание соблюдения стандартов медицинского воздействия ионизирующего излучения; радиологического воздействия.

На пространстве бывших республик СССР с 1991 г. действует международная региональная организация Содружество Независимых Государств (СНГ), в рамках которой функционируют два отраслевых органа Совместная консультативная комиссия по вопросам разоружения и Комиссия государств-участников СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях (см. рисунок 34). Совместная консультативная комиссия по вопросам разоружения образована 9 октября 1992 г. Комиссия государств-участников СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях образована 17 января 1997 г.

2.2. Требования в области радиационной безопасности

Ключевыми документами в области обеспечения радиационной безопасности в Российской Федерации являются:

- Федеральный закон о радиационной безопасности населения, который определяет правовые основы обеспечения радиационной безопасности населения в целях охраны его здоровья [1];

- Нормы радиационной безопасности (санитарные нормы), регламентирующие допустимые уровни воздействия ионизирующего излучения и другие требования по ограничению облучения человека [2].

Требования и нормативы в области радиационной безопасности являются обязательными для всех юридических и физических 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, граждан Российской Федерации, иностранных граждан и лиц без гражданства, проживающих на территории Российской Федерации.

Нормы радиационной безопасности [2] распространяются на следующие источники ионизирующего излучения:

- техногенные источники за счет нормальной эксплуатации техногенных источников излучения;

- техногенные источники в результате радиационной аварии;

- природные источники;

- медицинские источники.

Требования не распространяются на источники излучения, создающие при любых условиях обращения с ними [2]:

- индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мЗв;

- коллективную эффективную годовую дозу не более 1 чел.-Зв, либо когда при коллективной дозе более 1 чел.-Зв оценка по принципу оптимизации показывает нецелесообразность снижения коллективной дозы;

- индивидуальную годовую эквивалентную дозу в коже не более 50 мЗв и в хрусталике глаза не более 15 мЗв.

Требования не распространяются также на космическое излучение на поверхности Земли и внутреннее облучение человека, создаваемое природным калием, на которые практически невозможно влиять.

Для обеспечения радиационной безопасности при нормальной эксплуатации источников излучения необходимо руководствоваться следующими основными принципами:

- непревышение 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).

Для обоснования расходов на радиационную защиту при реализации принципа оптимизации принимается, что облучение в коллективной эффективной дозе в 1 чел.-Зв приводит к потенциальному ущербу, равному потере примерно 1 чел.-года жизни населения. Величина денежного эквивалента потери 1 чел.-года жизни устанавливается отдельными документами федерального уровня в размере не менее 1 годового душевого национального дохода [2].

В условиях нормальной эксплуатации источников ионизирующего излучения пределы доз облучения в течение года устанавливаются исходя из следующих значений индивидуального пожизненного риска [2]:

- для персонала – $1,0 \times 10^{-3}$;
- для населения – $5,0 \times 10^{-5}$.

Установлены следующие основные пределы эффективной дозы для различных категорий [2]:

– для персонала не более 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год (примечание: категория «персонал» разделяется на две группы А и Б, для которых дозовые пределы различаются);

– для населения не более 1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год.

Основные пределы доз облучения не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) – 1 000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) – 70 мЗв [2].

В результате сильного воздействия различных видов ионизирующих излучений возникает лучевая болезнь. Общие клинические проявления лучевой болезни зависят от полученной суммарной дозы. В зависимости от

степени облучения за единицу времени развивается острая лучевая болезнь (большие дозы за короткий промежуток времени) или хроническая (небольшие дозы в течение длительного периода времени).

Дозы однократного облучения свыше 10 Зв считаются абсолютно смертельными. Острая лучевая болезнь развивается в результате относительно равномерного облучения дозой более 1 Зв в течение короткого промежутка времени. Хроническая лучевая болезнь развивается в результате длительного непрерывного облучения организма в дозах 0,1-0,5 Зв/сут при достижении суммарной дозы, превышающей 0,7-1 Зв.

Легкая (I) степень лучевой болезни соответствует полученной дозе 1-2,5 Зв. Средняя (II) степень лучевой болезни соответствует полученной дозе 2,5-4 Зв. Тяжелая (III) степень лучевой болезни соответствует полученной дозе 4-6 Зв. Крайне тяжелая (IV) степень лучевой болезни соответствует полученной дозе более 6 Зв (рисунок 35) [13].



Рисунок 35 – Степени лучевой болезни

В соответствии с установленными требованиями к системам мониторинга радиационной обстановки, определение размеров опасных зон радиоактивного загрязнения должно производиться в течение 4-х часов после обнаружения факта радиационного загрязнения местности и обеспечивать определение мощности дозы в диапазоне измерений от 10^{-7} до 10 Зв/ч [6].

Непродолжительное пребывание на открытой местности (без использования средств защиты) в зонах с мощностью дозы 10 Зв/ч гарантированно вызывает летальный исход. Такая мощность дозы возникает в зонах «Г» (чрезвычайно опасные), создавшихся в результате ядерного взрыва или полного разрушения атомного реактора. А мощность дозы на уровне 10^{-7} Зв/ч (0,1 мкЗв/ч) или 0,876 мЗв/год примерно соответствует эффективной дозе, полученной при прохождении 3-х процедур флюорографии в течение года.

Естественные источники ионизирующего излучения (космическая радиация; особенности структуры литосферы; радиоактивные элементы,

встречающиеся в природе) представляются менее опасными, чем техногенные. При этом в отдельных регионах России естественный радиационный фон характеризуется эффективной дозой, достигающей аномальных показателей до 9 мЗв/год (в Республике Алтай). А облучение персонала лечебных учреждений, где применяются известные радоновые ванны, может достигать 300 мЗв/год.

Таким образом, необходимо отметить, что к системам мониторинга радиационной обстановки применяются достаточно высокие требования по обнаруживающей способности, исходя из установленной нижней границы мощности дозы (не более 10^{-7} Зв/ч).

2.3. Комплексная система обеспечения безопасности жизнедеятельности населения

Актуализированная концепция обеспечения радиационной, химической и биологической защиты населения предусматривает необходимость дальнейшего повышения уровня защищенности и создания благоприятных условий для безопасной жизнедеятельности населения в условиях возможных радиационных рисков [4].

В целях предупреждения радиационных инцидентов осуществляется создание комплексных систем обеспечения безопасности жизнедеятельности населения (далее – комплексная система) (рисунок 36) и их оптимизация при существующих ограничениях на людские, финансовые и материальные ресурсы.



Рисунок 36 – Комплексная система обеспечения безопасности жизнедеятельности населения

Комплексная система создается для организации эффективного взаимодействия между органами управления РСЧС в интересах предупреждения и ликвидации кризисных ситуаций техногенного характера, обеспечения безопасности путем сопряжения существующих и создаваемых информационных и технических систем. Концепцией [3] утверждена следующая схема организации управления в комплексной системе (рисунок 37).

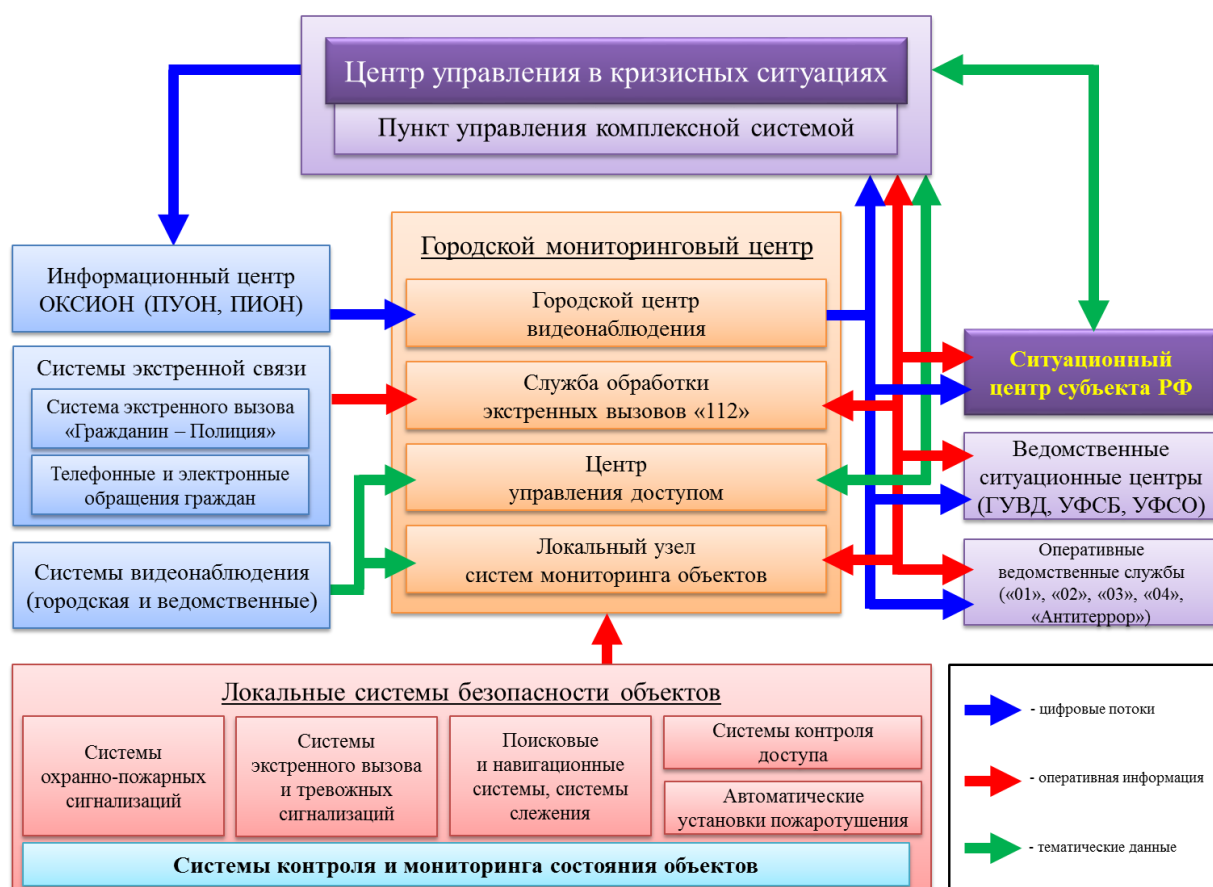


Рисунок 37 – Схема организации управления в комплексной системе обеспечения безопасности жизнедеятельности населения

Органами государственной власти субъектов Российской Федерации и органами местного самоуправления проводится работа по организации и совершенствованию территориальных комплексных систем на соответствующих уровнях. Создание территориальной комплексной системы (субъекта Российской Федерации, района или города) включает в себя:

- проведение детализированного анализа характерных рисков с учетом всех особенностей территорий;
- организационно-техническое объединение всех имеющихся элементов и ресурсов в подсистемы (по направлениям деятельности в

зависимости

от характерных рисков);

- обеспечение согласованного функционирования всех систем мониторинга и лабораторного контроля;

- обеспечение деятельности органов управления путем внедрения современных информационно-управляющих, геоинформационных, программных и аналитических комплексов для прогнозирования и моделирования обстановки, а также комплексов защиты информации;

- определение состава группировки сил и средств (в том числе с учетом формирований, создаваемых на нештатной и добровольной основе) [5];

- создание и пополнение запасов материальных и технических средств.

К задачам комплексной системы, решаемым в целях предупреждения радиационных инцидентов, относятся:

- прогнозирование радиационной обстановки;

- предупреждение и минимизация возможных последствий радиационных инцидентов;

- обеспечение высокой вероятности обнаружения возможных источников ионизирующего излучения за отведенное время контроля;

- обеспечение готовности сил и средств, предназначенных для проведения комплекса мероприятий по предупреждению и ликвидации последствий радиационных инцидентов;

- обеспечение экспрессности радиационного контроля;

- поддержание постоянной готовности элементов подсистемы обеспечения радиационной безопасности (рисунок 38).

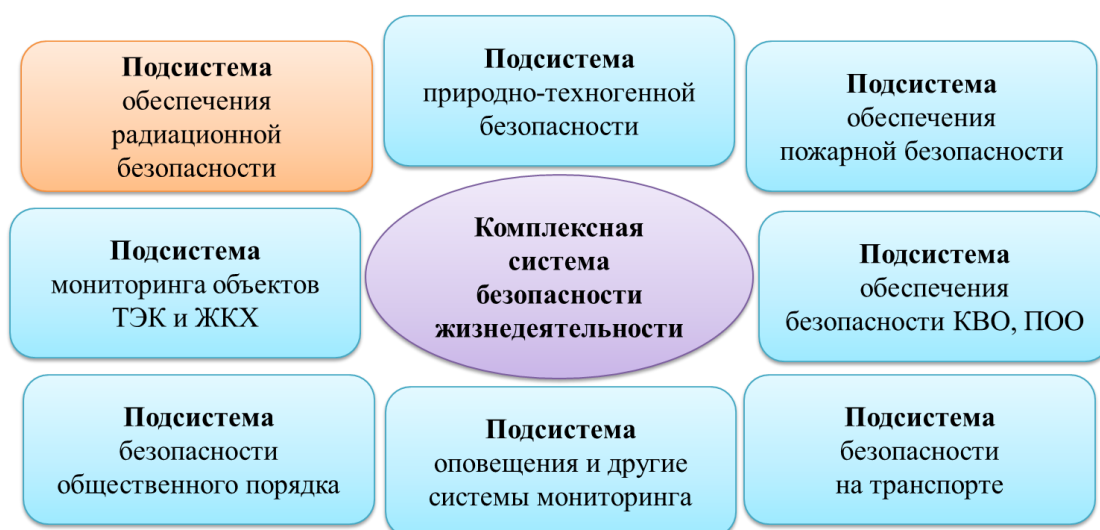


Рисунок 38 – Примерный состав подсистем, входящих в территориальную комплексную систему

Подсистема обеспечения радиационной безопасности состоит из следующих основных элементов:

- органы управления;
- система мониторинга радиационной обстановки (совокупность датчиков и оборудования пунктов наблюдения);
- система сбора и обработки информации;
- комплекс прогнозирования и моделирования радиационной обстановки;
- силы и средства обеспечения радиационной безопасности;
- запасы материальных и технических средств.



Рисунок 39 – Место системы мониторинга радиационной обстановки в структуре подсистемы обеспечения радиационной безопасности

Основным элементом подсистемы обеспечения радиационной безопасности является система мониторинга радиационной обстановки (см. рисунок 39).

2.4. Система мониторинга радиационной обстановки

Система мониторинга радиационной обстановки предназначена для решения следующих основных задач [3]:

- осуществление непрерывного автоматизированного контроля радиационной обстановки на определенной территории;
- осуществление непрерывного автоматизированного контроля отдельных параметров метеорологической обстановки;
- обеспечение сбора и оперативной передачи данных с возможностью диагностики состояния элементов системы;

- обработка, хранение и предоставление оперативных данных с использованием геоинформационных технологий;
- автоматическая сигнализация при превышении установленных пороговых значений;
- осуществление информационного обмена с ведомственными и государственными подсистемами, участниками системы аварийного реагирования в установленном порядке.

Непосредственное осуществление мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации осуществляется в рамках единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки (ЕГАСМРО), созданной в соответствии с постановлением Правительства Российской Федерации. В состав ЕГАСМРО входят подсистемы и аппаратные средства, обеспечивающие контроль за возможным попаданием в окружающую среду продуктов переработки ядерных материалов на различных стадиях. При ухудшении радиационной обстановки величины прогнозируемых доз, которые могут быть получены персоналом и населением за определенное время облучения, являются основой для планирования защитных мероприятий. Прогнозируемые дозы облучения состоят из ряда оценок радиологического и не радиологического характера (например, оценок, которые базируются на моделях переноса радиоактивной примеси за счет ее атмосферного перемещения и использующих в качестве входных величин параметры источника радиоактивного выброса параметры, описывающие локальные метеоусловия).

Полномасштабная автоматизированная система контроля радиационной обстановки (АСКРО) должна быть ориентирована на измерение (или оценку посредством вычисления) всех контролируемых параметров и величин. Однако, имеющиеся в настоящее время методические возможности существенно ограничивают круг данных, который можно было бы получать в автоматическом режиме измерения. Только ограниченная часть данных может быть получена в автоматическом режиме (в том числе в режиме реального времени) с использованием результатов измерений, получаемых постами АСКРО. К таким данным относятся (по мере возрастания затрат на разработку и создание соответствующих автоматизированных постов наблюдения):

- мощность дозы (эквивалентной, поглощенной) γ -излучения;
- локальные метеоусловия (скорость и направление ветра, характеристики осадков и другие параметры, необходимые для прогнозирования локального переноса радиоактивной примеси в атмосфере);

- спектральный состав γ -излучения;
- объемные активности α - и β -излучающих радионуклидов в приземном слое воздуха, включая активности трития, изотопов йода и короткоживущих радиоактивных благородных газов;
- объемная активность радионуклидов в воде.

Возможности получения в автоматическом режиме вышеперечисленных данных определяются в значительной мере объемами финансирования по созданию локальных АСКРО, включающих стоимость разработки (или закупки) соответствующих автоматизированных постов наблюдения.

Мониторинг и контроль радиационной обстановки (на примере закрытого административно-территориального образования г. Железногорск Красноярского края) в настоящее время осуществляется с использованием:

- открытой веб-системы сбора данных со стационарных пунктов наблюдения в составе единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации (ЕГАСМРО) Федеральной службы по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды (федеральный уровень) (рисунок 40) [19];

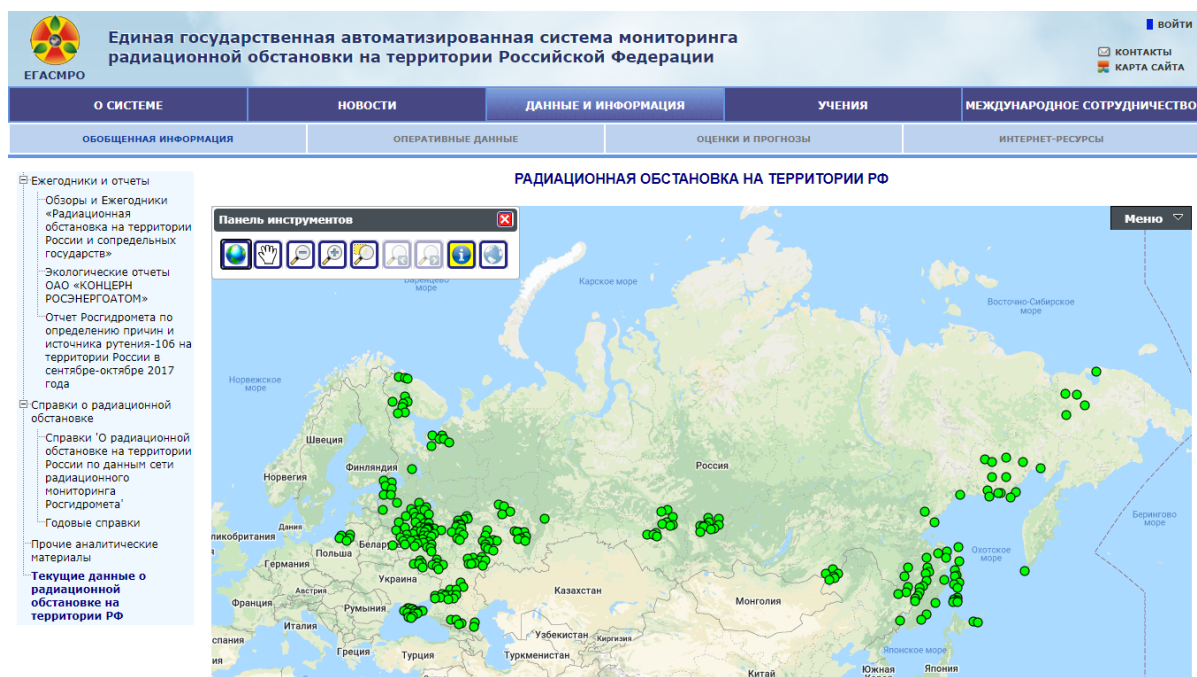


Рисунок 40 – Единая государственная автоматизированная система мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации (ЕГАСМРО)

- закрытого программного обеспечения сбора данных со стационарных пунктов наблюдения в составе территориальных автоматизированных систем

мониторинга радиационной обстановки на базе Института проблем безопасности развития атомной энергетики Российской академии наук (федеральный уровень);

– открытой веб-системы сбора данных со стационарных пунктов наблюдения в составе автоматизированной системы контроля радиационной обстановки государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» (федеральный уровень) (рисунок 41) [17];

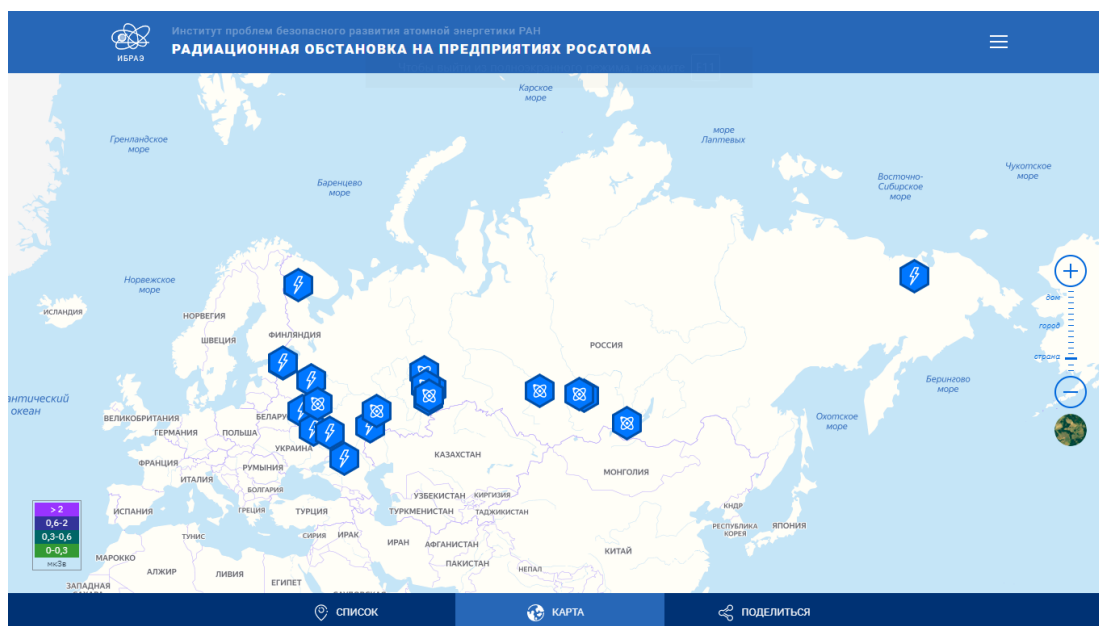


Рисунок 41 – Автоматизированная система контроля радиационной обстановки государственной корпорации по атомной энергии «Росатом»

– открытой веб-системы сбора данных со стационарных пунктов наблюдения в составе автоматизированной системы контроля радиационной обстановки государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на базе Ситуационно-кризисного центра «Росатом» (федеральный уровень) (рисунок 42) [18];

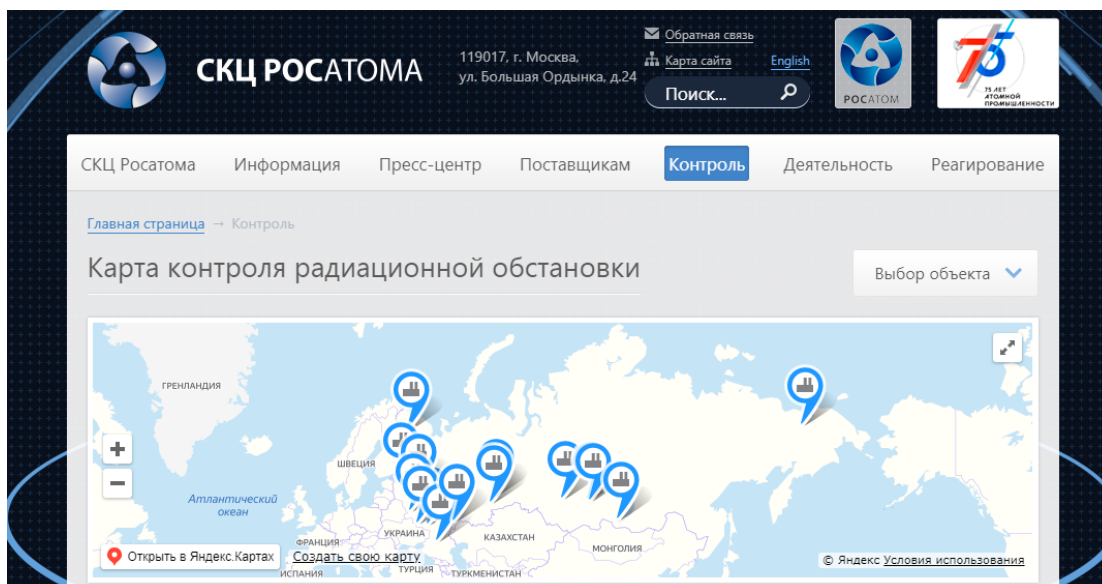


Рисунок 42 – Автоматизированная система контроля радиационной обстановки на базе Ситуационно-кризисного центра «Росатом»

– закрытой системы данных космического мониторинга государственной корпорации по космической деятельности «Роскосмос» (федеральный уровень);

– открытой веб-системы сбора данных со стационарных пунктов наблюдения в составе автоматизированной системы контроля радиационной обстановки Министерства экологии и рационального природопользования Красноярского края на базе краевого государственного бюджетного учреждения «Центр реализации мероприятий по природопользованию и охране окружающей среды Красноярского края» (региональный уровень) (рисунок 43) [20];

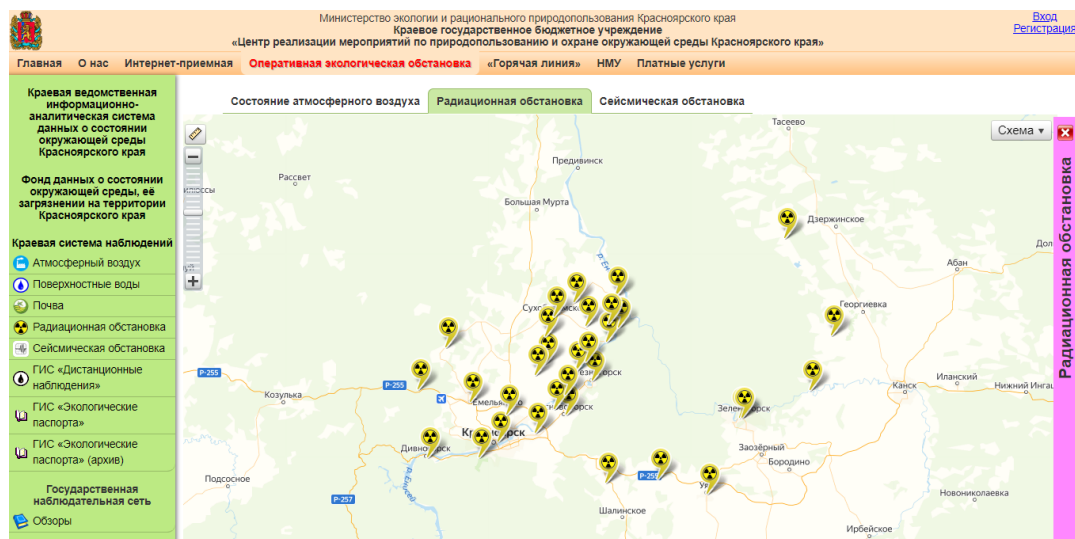


Рисунок 43 – Автоматизированная система контроля радиационной обстановки Министерства экологии и рационального природопользования Красноярского края

- закрытой сети стационарных постов радиационного мониторинга в составе метеостанций ФГБУ «Среднесибирское УГМС» (региональный уровень);
- ведомственных дозиметрических систем и оборудования контрольно-пропускных пунктов на въезде/выезде из ЗАТО г. Железногорск (муниципальный уровень);
- стационарных дозиметрических систем, установленных на административных зданиях (муниципальный уровень);
- закрытой сети стационарных и мобильных постов контроля объектовой автоматизированной системы контроля радиационной обстановки ФЯО ФГУП «Горно-химический комбинат» (объектовый уровень);
- закрытого дозиметрического и спектрографического оборудования лаборатории радиоэкологического мониторинга экологического управления ФЯО ФГУП «Горно-химический комбинат», осуществляющей производственный контроль состояния радиационной обстановки в районе размещения предприятия (объектовый уровень);
- мобильных пунктов наблюдения (на базе автомобильного, водного, воздушного транспорта) (различного уровня – федерального, регионального, муниципального или объектового);
- групп радиационного контроля – штатных, нештатных, ведомственных, межведомственных, добровольных (различного уровня – федерального, регионального, муниципального или объектового).

В соответствии с установленными требованиями [6] к системам мониторинга радиационной обстановки, определение размеров опасных зон радиоактивного загрязнения должно производиться в течение 4-х часов после обнаружения факта радиационного загрязнения местности и обеспечивать определение мощности дозы в диапазоне измерений от 10^{-7} до 10 Зв/ч. Рассмотрим модель функционирования стационарных пунктов наблюдения в составе автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (рисунок 44).

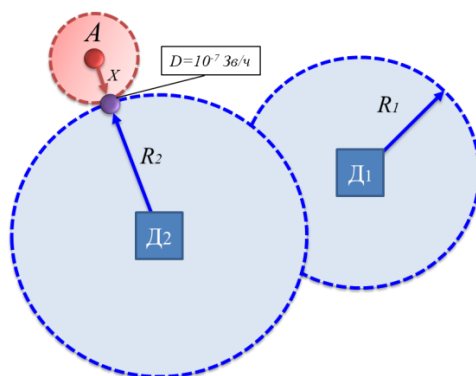


Рисунок 44 – Модель функционирования стационарного пункта наблюдения, где D_1 и D_2 – сеть стационарных пунктов наблюдения, A – активность источника ионизирующего излучения, X – расстояние от источника, на котором создается искомая мощность дозы (10^{-7} Зв/ч), R – расстояние от датчика стационарного пункта наблюдения, на котором регистрируется мощность дозы 10^{-7} Зв/ч

На основании представленной модели функционирования стационарных пунктов наблюдения в составе автоматизированной системы контроля радиационной обстановки рассмотрим в виде блок-схемы общий алгоритм обнаружения некоторого точечного источника ионизирующего излучения на определенной территории (рисунок 45).

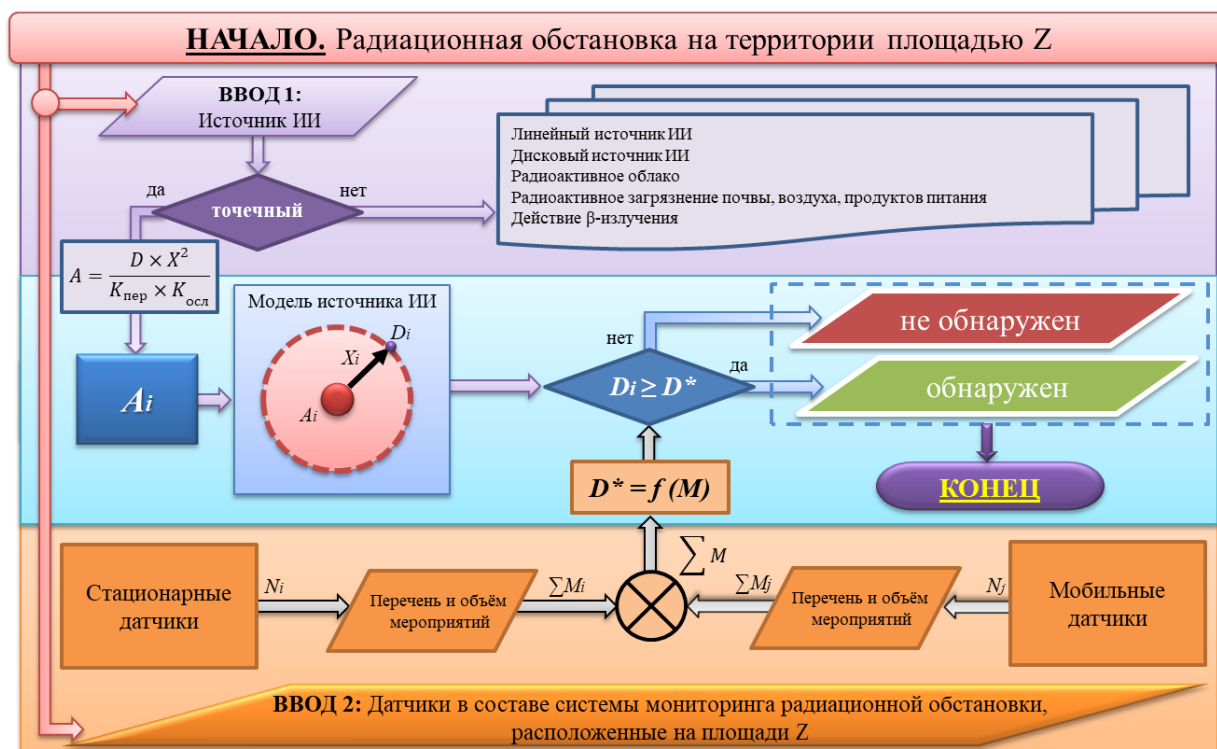


Рисунок 45 – Блок-схема выполнения алгоритма обнаружения точечного источника ионизирующего излучения на определенной территории

Выполнение данного алгоритма сводится к следующим позициям.

Если в зоне наблюдения имеется источник ионизирующего излучения активностью A (на рисунке 45 – «ВВОД 1»), то на различных расстояниях X_i от данного источника возникают точки (зоны) с заданной мощностью дозы γ -излучения D_i .

Обозначенные величины находятся в следующей зависимости:

$$A = \frac{D \times X^2}{K_{\text{перехода}} \times K_{\text{ослабления}}}, \quad (7)$$

где A – активность источника (кБк),

D – значение мощности дозы в точке измерения (Зв/ч),

X – расстояние от источника ионизирующего излучения до точки измерения мощности дозы (м),

$K_{\text{перехода}}$ и $K_{\text{ослабления}}$ – табличные значения.

Система мониторинга радиационной обстановки, которой предстоит обнаружить данный источник, состоит из стационарных и мобильных пунктов наблюдения, оснащенных дозиметрическим оборудованием с различной обнаруживающей способностью.

К параметрам, которыми характеризуется система мониторинга радиационной обстановки (на рисунке 45 – «ВВОД 2»), относятся:

- количество N_i стационарных дозиметрических датчиков, характеризующихся чувствительностью детектора η_i (имп/с на 1 нЗв/ч), стандартным отклонением σ_i (нЗв/ч), пределом обнаружения ε_i (нЗв/ч), стоимостью S_i , при использовании которых на расстоянии R_i или на территории площадью $Z_{\text{стационарного контроля}} = \sum \pi R_i^2$ с вероятностью W_i определяется наличие (отсутствие) источника активностью A ;

- количество N_j мобильных дозиметрических датчиков, характеризующихся чувствительностью детектора η_j , стандартным отклонением σ_j , пределом обнаружения ε_j , стоимостью S_j , при использовании которых на маршруте длиной L_j , шириной M_j , площадью $Z_{\text{мобильного контроля}} = \sum L_j \times M_j$ с вероятностью W_j определяется наличие (отсутствие) источника активностью A ;

- скорость контроля, производительность контроля, затраты на проведение контроля, трудоемкость контроля [15].

Система мониторинга радиационной обстановки эффективна в том случае, если ее параметры позволяют с высокой вероятностью ($W \geq 0,95$) зафиксировать наличие зоны с мощностью дозы γ -излучения D_i на расстояниях R от мест расположения датчиков до множества радиально распределенных точек измерения (см. рисунок 44). В противном случае источник не будет обнаружен.

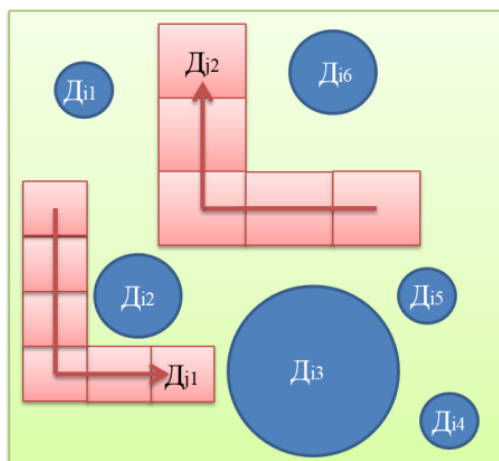


Рисунок 46 – Принципиальная схема осуществления мониторинга радиационной обстановки на определенной территории, где D_i – стационарный датчик, D_j – мобильный датчик

На рисунке 46 представлена схема функционирования системы мониторинга радиационной обстановки (в пределах заранее определенных границ зоны наблюдения), которая состоит из стационарных и мобильных

пунктов наблюдения, оснащенных дозиметрическим оборудованием с различной обнаруживающей способностью.

В настоящее время существуют различные методические подходы при построении автоматизированных систем контроля радиационной обстановки, исходя из метеорологических, экологических и демографических особенностей территории, а также экономических и физико-технических факторов [8].

Рассмотрим некоторые из них.

В статье [27] описан подход М. Кюммеля для определения оптимального распределения точек измерения и детектирования превышений мощности дозы γ -излучения над фоновыми значениями в районе размещения ядерных установок.

При заданном сигнальном пороге срабатывания детектора (1 мкГр/ч) минимальное количество таких детекторов, расположенных вокруг предполагаемого источника (в зависимости от удаленности детекторов), представлено в таблице 4.

Таблица 4 – Минимальное количество детекторов вокруг источника ионизирующего излучения в зависимости от удаленности

R, м	N, ед.
200	3
500	5
1 000	9
2 000	16
3 000	39
4 000	79

В другой статье [14] приводятся результаты расчетов по методике Ростехнадзора, где при формировании сети учитываются метеорологические особенности территории и демографический (санитарно-гигиенический) принцип. При этом подходе большинство пунктов наблюдения «привязаны» к населенным пунктам. Таким образом, наименьшее количество постов наблюдения в санитарно-защитной зоне должно составлять от 22 до 25, в зоне наблюдения – более 100.

Методика, предложенная К.П. Махонько [14] направлена на обеспечение равной точности результатов измерений во всей зоне наблюдения, что достигается путем разбиения территории на участки

(районы). При таком подходе количество датчиков в 30-км зоне контроля оценивается в количестве 80-120 единиц.

Для решения задачи, связанной с обоснованием экономических затрат при осуществлении радиационного контроля, следует рассматривать вопрос оптимизации числа пунктов наблюдения в автоматизированных системах контроля радиационной обстановки.

Под показателем эффективности системы мониторинга радиационной обстановки понимается ее способность с высокой вероятностью ($W \geq 0,95$) определять наличие источника ионизирующего излучения заданной активности A на заданной территории площадью Z в течение заданного времени T . Соответственно, с учетом требований к системам мониторинга можем применить следующие ограничения: $D \geq 10^{-7}$ Зв/ч (0,1 мкЗв/ч), $T \leq 4$ ч [6].

При этом, возможна ситуация, при которой технический уровень существующих автоматизированных систем контроля радиационной обстановки

не обеспечит возможности для автоматической регистрации локальных источников γ -излучения. В этом случае имеет место проблемная ситуация, при которой система мониторинга позволяет оценить радиационную обстановку на контролируемой территории только в случае масштабной ситуации и наличия источников чрезвычайно высокой активности, соответствующих максимальным уровням ожидаемых последствий по международной шкале. Если ситуация носит локальный характер и/или возникла на удалении от действующих стационарных пунктов наблюдения, то оперативно получить данные о радиационной обстановке с использованием только стационарных пунктов наблюдения автоматизированной системы контроля радиационной обстановки не представляется возможным.

Возникновение локальных источников ионизирующего излучения на контролируемой территории может быть обусловлено различными причинами: ядерное или радиологическое оружие; промышленные радиоактивные отходы; ядерный терроризм; радионуклиды в антиквариате, бытовых предметах, измерительных приборах, строительных материалах, металлоломе;

а также природные аномалии и подобное.

К возможным направлениям разрешения такой проблемной ситуации относятся:

- создание и оснащение дополнительных стационарных пунктов наблюдения;

- закупка дозиметрического оборудования, приспособленного для использования в составе мобильных пунктов наблюдения (на базе автомобильного, водного, воздушного транспорта);
- оснащение пунктов наблюдения высокочувствительными дозиметрическими системами;
- внедрение новых эффективных способов контроля радиационной обстановки, в том числе развитие способов динамического контроля и космических средств радиационного мониторинга;
- организация массового вовлечения нештатных групп контроля радиационной обстановки.

К перечню организационно-технических мероприятий по совершенствованию систем мониторинга радиационной обстановки относятся:

- создание и оснащение стационарных пунктов наблюдения;
- техническое оснащение специализированных контрольно-пропускных зон;
- создание и оснащение мобильных пунктов наблюдения с использованием автомобильного, авиационного, водного транспорта;
- создание и оснащение штатных и нештатных групп радиационного контроля;
- расширение сети наблюдения за счет включения объектовых систем дозиметрического контроля.

2.5. Динамический контроль радиационной обстановки

Основной задачей радиационного контроля является обнаружение радиационных аномалий с заданной вероятностью при минимальном времени обследования объектов. Проблемы повышения оперативности и достоверности прогноза радиационной обстановки на определенной территории могут быть решены за счет использования в системах мониторинга и безопасности технических решений на основе осуществления динамического контроля, обеспечивающих расширение зон наблюдения и функциональных возможностей, повышение вероятности обнаружения радиационных аномалий.

Возможность обнаружения источника при контроле движущегося объекта определяется мощностью дозы, создаваемой источником на поверхности детектора, и порогом обнаружения, зависящим от стандартного отклонения показаний системы [15] (рисунок 47).



Рисунок 47 – Радиационный мониторинг транспорта

Обнаружение источника происходит в случае, когда сигнал детектора, пропорциональный мощности дозы фона P и источника ΔP , превышает установленный порог Π . Для нормального закона распределения показаний (x) дозиметрической системы имеем:

$$f(x) = \frac{1}{\sigma\sqrt{\pi}} \exp \left\{ -\frac{[x-(P+\Delta P)]^2}{2\sigma^2} \right\} dx, \quad (8)$$

где σ – стандартное отклонение.

Порог устанавливается исходя из соображений свести к минимуму ложное срабатывание системы, для чего он в несколько раз (не менее 3-4) должен превышать стандартное отклонение, т.е. $\Pi = n\sigma$, $n > 3$.

Обнаружение источника носит вероятностный характер, определяемый функцией:

$$W(\Delta P) = \int_{(P+n\sigma)}^{\infty} f(x)dx = \frac{1}{\sigma\sqrt{2\pi}} \int_{(P+n\sigma)}^{\infty} \exp \left\{ -\frac{[x-(P+\Delta P)]^2}{2\sigma^2} \right\} dx = \frac{1}{2} \left[1 + \operatorname{erf} \left(\frac{\Delta P - n\sigma}{\sqrt{2}\sigma} \right) \right], \quad (9)$$

где ΔP – мощность дозы излучения источника на поверхности детектора.

На рисунке 48 представлены зависимости вероятности обнаружения источника W от его измеренной мощности дозы на поверхности детектора для разных значений стандартного отклонения. Анализ зависимостей показывает, что надежное обнаружение ($W > 0,95$) достигается при превышении мощности дозы источника относительно установленного порога на величину 2σ . В области значений ΔP до 6 нЗв/ч вероятность обнаружения более чувствительной системой ($\sigma = 1$ нЗв/ч) в 5–10 раз выше, чем системой с большим значением стандартного отклонения ($\sigma = 2$ нЗв/ч).

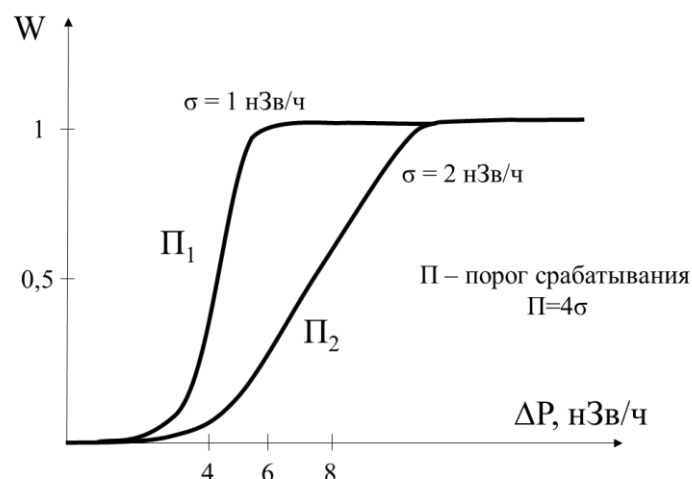


Рисунок 48 – Вероятность обнаружения источника в зависимости от мощности дозы на поверхности детектора, Π_1 , Π_2 – пороги срабатывания системы

Таким образом видно, что на основании представленного обоснования, требованием, предъявляемым к чувствительности детектора, является $\Delta P < 6$ нЗв/ч. Пример рационального выбора системы дозиметрического контроля, с учетом требований $\Delta P < 6$ нЗв/ч, минимальная масса и минимальная стоимость представлен в таблице 5.

Таблица 5 – Пример выбора системы дозиметрического контроля

№ п/п	Критерий	Система дозиметрического контроля				
		СИММЕТ	Янтарь	EBERLINE	EXPLARANIUM	BICRON
1.	Чувствительность, нЗв/ч	4	5	6	4	7
2.	Масса, кг	30 (2×15)	240 (2×120)	220 (2×110)	440 (4×110)	280 (2×140)
3.	Стоимость, тысяч долларов США	25	28	70	220	80

На основании данных таблицы 5, с учетом заданных условий, рациональным выбором системы дозиметрического контроля является СИММЕТ.

Подробнее рассмотрим ряд технических решений для динамического контроля радиационной обстановки с использованием высокочувствительных систем дозиметрического контроля. К указанным техническим решениям относятся:

1. Способ оценки радиационной опасности транспортных средств в движущемся потоке, обеспечивающий идентификацию местоположения источника ионизирующего излучения в транспорте на основании результатов

автоматизированного анализа измерений четырех детекторов, расположенных с разных сторон контролируемой области [26].

2. Способ обследования, обеспечивающий определение местоположения радиоактивного источника и его мощности в процессе движения детектора по заданному маршруту. Данный способ динамического контроля позволяет одновременно определить мощность и местоположение источника γ -излучения путем математического анализа изменяющихся сигналов детектора и скорости перемещения системы контроля по заданному маршруту [26].

3. Способ обследования акваторий, обеспечивающий выполнение мероприятий по оперативному контролю радиоактивности воды, объектов, находящихся в воде, и радиационной обстановки на береговой полосе. Техническое решение обеспечивает высокую экспрессность анализа и предоставляет возможность проведения мониторинга по всей площади водоема.

4. Способ аэродинамического контроля обеспечивает мониторинг воздушной среды на труднодоступных территориях [23]. Включение данного способа в комплексную систему предполагает создание лабораторного комплекса на базе летательного аппарата.

В публикациях [22-24] отражены научные результаты, касающиеся получения новых аналитических соотношений для определения основных параметров динамического контроля (скорости, ширины зоны контроля, длительности интервала усреднения сигнала детектора, коэффициентов чувствительности детектора) при обследовании движущегося транспорта, территорий, акваторий и воздушной среды.

Системы радиационного мониторинга, которые состоят только из сети стационарных постов контроля мощности дозы γ -излучения, не позволяют оценивать радиационную обстановку на контролируемой территории в случае возникновения локальных инцидентов, а делают это только в случае масштабных радиационных аварий с переносом радиоактивных составов на значительные расстояния. В связи с этим, для повышения уровня комплексной защищенности и предупреждения радиационных инцидентов происходит развитие и совершенствование системы радиационного контроля за счет расширения зон наблюдения, повышения экспрессности и увеличения функциональных возможностей систем динамического контроля.

Способ оценки радиационной опасности транспортных средств в движущемся потоке.

При показаниях детекторов, свидетельствующих о наличии радиоактивного источника в процессе проверки транспортных средств на контрольно-пропускных пунктах, требуется оперативно оценить его конкретное местоположение в транспорте, учитывая возможный достаточно большой объем поиска, для дальнейшей безопасной локализации, изъятия и обезвреживания угрозы.

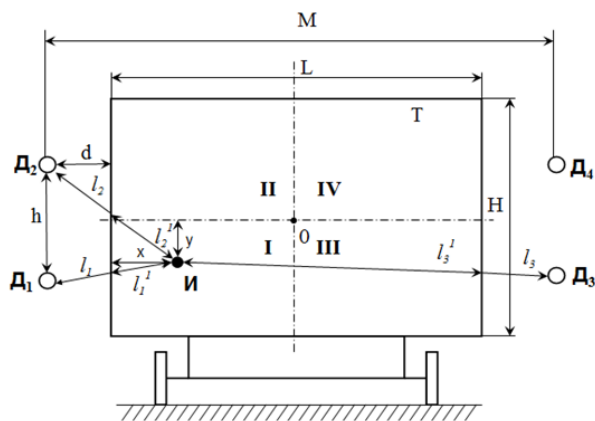


Рисунок 49 – Схема реализации способа определения местоположения источника в транспортном средстве, где И – источник, Д – детектор

Чтобы обеспечить оперативное определение точной зоны расположения обнаруженного источника в транспортном средстве фиксируются амплитуды сигналов детекторов и устанавливаются детекторы с максимальными амплитудами сигналов. В соответствии с этим, определяется вероятный сектор транспорта (I–IV) (см. рисунок 49).

Математический анализ соотношений амплитудных показаний детекторов позволяет определять смещение радиоактивного источника относительно центра, что, даже с учетом незначительной погрешности (не более 30 см), позволяет проводить работы по целенаправленному обезвреживанию скрытого источника ионизирующего излучения при минимальном времени контроля.

Способ обследования в процессе движения детектора по заданному маршруту.

При реализации данного способа расширение зон наблюдения и повышение оперативности мониторинга достигается путем использования для обследования мобильных средств контроля, интегрированных в комплексную систему, на примере автомобильного транспорта с установленными радиометрическими и дозиметрическими средствами (рисунок 50).

Вероятность обнаружения источника при обследовании местности этим способом зависит от заданной предельно допустимой мощности дозы γ -

излучения, плотности воздуха и фактора накопления. К преимуществам предлагаемого способа следует относить минимальное время обследования территории, относительную простоту и, как следствие, надежность используемой схемы для выявления наличия источника ионизирующего излучения.



Рисунок 50 – Радиометрическая лаборатория на базе Ford Transit LWB

При обследовании территории требуется не только обнаружить факт наличия радиационной аномалии, но и оперативно определить точное местоположение источника и мощность его излучения, что достаточно проблематично, так как сигнал детектора зависит одновременно от мощности источника и расстояния до предполагаемого источника. Возникает естественная неопределенность между показаниями дозиметрической системы, мощностью источника и его местоположением. В связи с этим применяется способ, основанный на анализе зависимости уровня сигнала детектора, пропорционального мощности дозы регистрируемого излучения, от координаты x положения движущегося детектора относительно источника (рисунок 51).

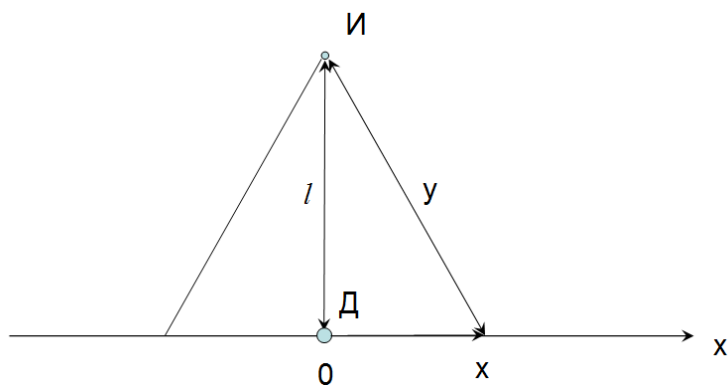


Рисунок 51 – Схема реализации способа определения местоположения источника на местности, где И – источник, Д – детектор

Данный способ динамического контроля обеспечивает одновременное определение мощности и местоположения источника γ -излучения путем математического анализа изменяющихся сигналов детектора и скорости перемещения системы контроля по заданному маршруту. Этот результат достигается при непрерывной регистрации ионизирующего излучения, по крайней мере, одним детектором, фиксации моментов превышения заданного порога чувствительности и измерении скорости относительного перемещения детектора.

При обнаружении радиоактивности создается массив данных, в который включаются все текущие значения сигнала детектора X_i , определяются разности между максимальным и минимальным значениями сигнала, расположенными по времени до и после его максимального значения, фиксируются интервалы времени между текущими значениями сигнала, исходя из чего определяются расстояния ℓ от детектора и мощность дозы источника.

Способ также применим для контроля движущихся объектов, например, железнодорожных составов.

На борту подвижной радиометрической лаборатории (см. рисунок 50) размещается комплекс дозиметрического оборудования, позволяющего решать весь объем задач, возникающих при радиационном контроле, в том числе в условиях радиационной аварии. Комплекс оборудования состоит из бортовой установки для γ -съемки местности, переносных измерительных приборов и систем для отбора проб растительности, воды, почвы и воздуха.

Оперативные данные измерений радиационного фона в режиме реального времени передаются на сервер сбора данных в оперативную дежурную смену ЦУКС Главного управления МЧС России по субъекту

Российской Федерации. Вид отображения информации представлен на рисунке 52.

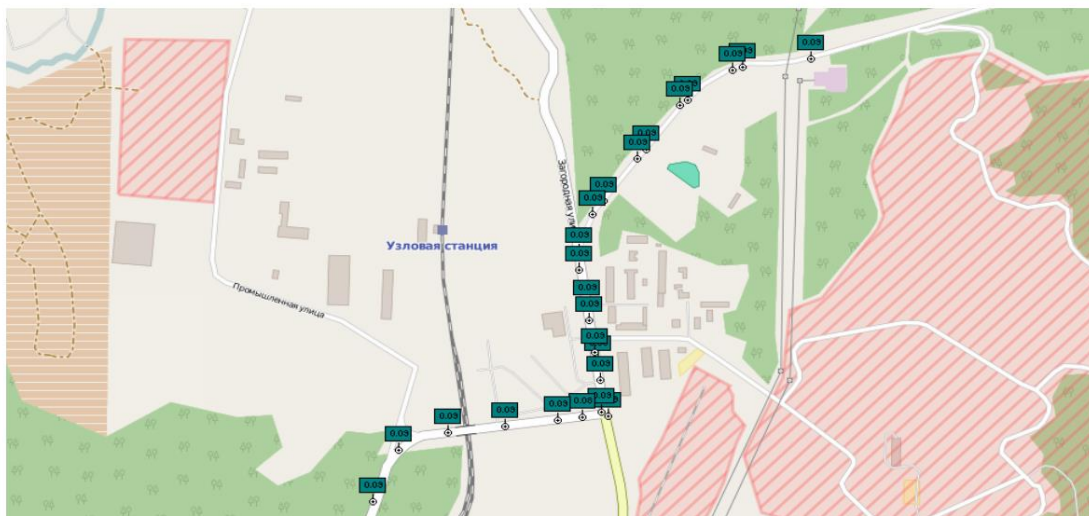


Рисунок 52 – Вид отображения информации в ОДС ЦУКС

Подвижная радиометрическая лаборатория может быть дооснащена высокочувствительным комплексом дозиметрического контроля, который позволяет осуществлять оперативный поточный дозиметрический контроль с высокой чувствительностью. Пример такого размещения оборудования типа ДБГ-УРКТ «СИММЕТ» для проведения стационарного контроля представлен на рисунке 53.



Рисунок 53 – Комплекс дозиметрического контроля «СИММЕТ»

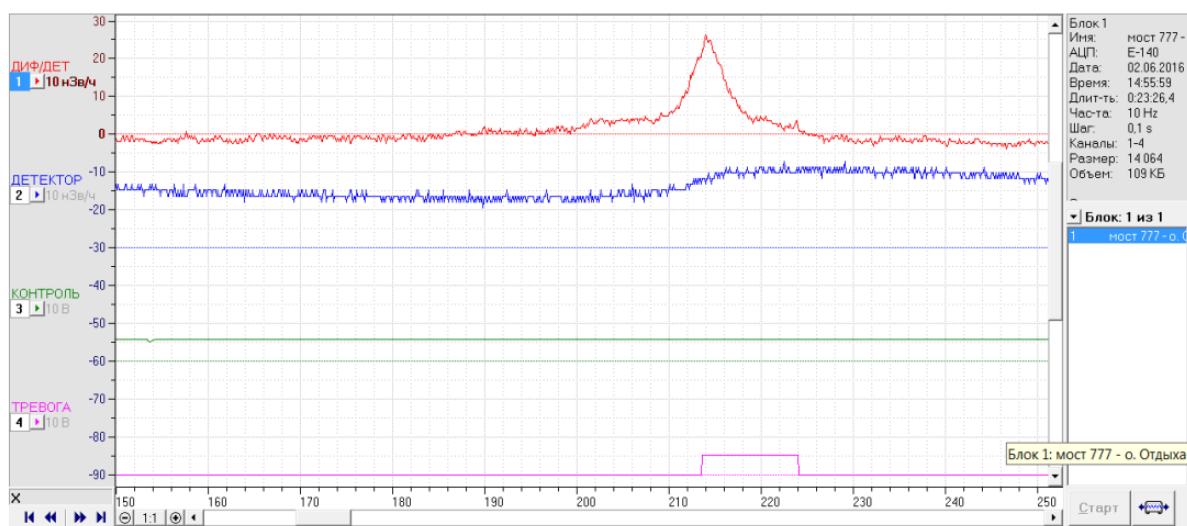


Рисунок 54 – Формат отображения информации

Система отображает на экране ноутбука четыре канала с графиками и функциональными сигналами (см. рисунок 54):

- канал «ДИФ/ДЕТ» для отображения дифференциальных сигналов детектора и измерения надфоновой МЭД (в нЗв/ч);
- канал «ДЕТЕКТОР» для отображения сигналов детектора с временем усреднения 3-4 мин и измерения фоновой мощности дозы (в нЗв/ч);
- канал «КОНТРОЛЬ» для отображения информации о включении процесса измерения (в вольтах);
- канал «ТРЕВОГА» для отображения сигнала тревоги (в вольтах).

Порог срабатывания по каналу «ДИФ/ДЕТ» 10 нЗв/ч. Данная система позволяет оператору устанавливать и другие значения порога (от 2 до 200 нЗв/ч). Возможна установка порога срабатывания по каналам измерения мощности дозы фона в пределах 100-500 нЗв/ч.

Для создания отчетной документации применяется программа Powergraph, которая предлагает два вида представления данных: графический и текстовый. Используя программу MS Excel, можно получить более наглядное представление табличных данных. Благодаря отдельной табуляции колонки цифр располагаются под соответствующими каналами. На рисунке 55 представлен общий вид рабочего места оператора.



Рисунок 55 – Рабочее место оператора и формат отображения информации о текущей оперативной радиационной обстановке

Способ обследования акваторий, обеспечивающий контроль радиоактивности воды, объектов, находящихся в воде, и радиационной обстановки на береговой полосе.

Реализация данного способа осуществляется с применением мобильного пункта на базе плавсредства, оснащенного комплексом высокочувствительного дозиметрического контроля (рисунок 56).

Обследование береговой полосы с помощью водного транспорта методологически соответствует динамическому обследованию территорий с применением автомобильного транспорта (рисунок 57).

Особенностью данного способа является то, что контролируемая зона отделена от детектора водной средой, протяженность которой изменяется в процессе движения транспорта.



Рисунок 56 – Пример использования комплексного мобильного пункта на базе катера КС-110-35

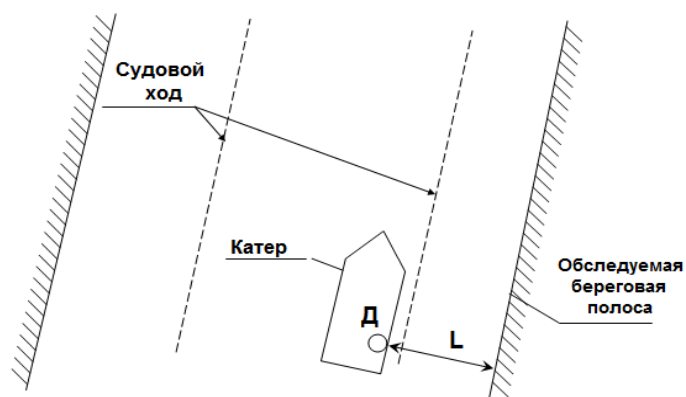


Рисунок 57 – Схема реализации способа динамического контроля береговой полосы, где Д – детектор

Исходя из цели гарантированного обнаружения локальных радиационных аномалий на береговой полосе, на достижение которой влияют приращение сигнала источника над фоном и порог срабатывания системы контроля, необходимо стремиться к уменьшению расстояния L от детектора до берега.

Помимо мониторинга береговой полосы, данный способ используется для контроля радиоактивности воды при перемещении катера путем непрерывного измерения показаний высокочувствительного детектора, расположенного ниже ватерлинии. При этом протяженность зоны контроля практически не имеет ограничений. Другие способы определения радиоактивности воды, такие, как отбор проб для радиометрирования или погружение детекторов в конкретных контролируемых зонах, не обеспечивают достаточной экспрессности анализа, мониторинга по всей площади водоема, а также влекут значительные временные затраты при перебазировании.

Обследование акваторий указанным способом обеспечивает оперативное получение подробной информации о радиационной обстановке на акваториях и прилегающих береговых территориях с площадью от нескольких десятков метров до нескольких десятков и даже сотен километров.

На рисунке 58 показан пример оценки уровня радиоактивности обследуемой водной среды и радиационной обстановки на береговой полосе, при котором осуществлено применение высокочувствительной системы дозиметрического контроля «СИММЕТ», установленной на катере в различных положениях детектора (в трюме катера ниже ватерлинии, в трюме катера выше ватерлинии и на палубе катера).

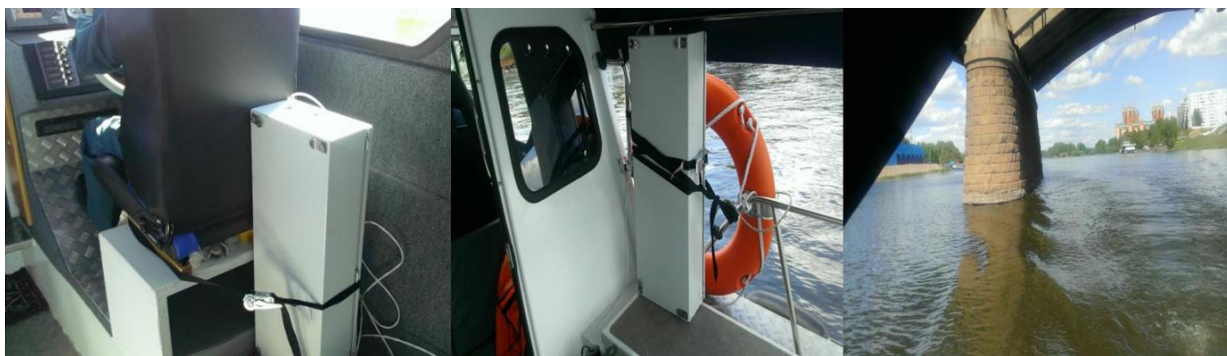


Рисунок 58 – Установка детектора внутри катера
и мостовая колонна с повышенной радиоактивностью

Способ аэродинамического контроля, обеспечивающий мониторинг воздушной среды в зоне радиоактивных выбросов и радиоактивного загрязнения местности на труднодоступных территориях.



Рисунок 59 – Мобильный лабораторный комплекс дистанционного мониторинга окружающей среды на базе автожира CALIDUS

Данный способ предполагает применение лабораторного комплекса на базе летательного аппарата (см. рисунок 59).

Воздушное судно с детектором D перемещается на определенной высоте H относительно поверхности обследуемой территории. При пересечении границы зоны радиоактивного загрязнения сигнал детектора возрастает на определенную величину, пропорциональную мощности дозы излучения в зоне радиоактивного загрязнения (рисунок 60).

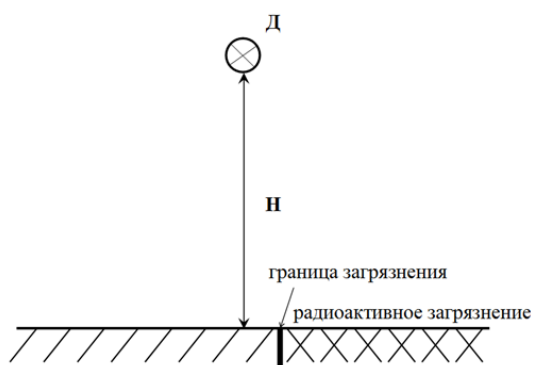


Рисунок 60 – Схема реализации способа аэродинамического контроля, где Д – детектор

В связи с тем, что уровень мощности дозы γ -излучения изменяется с высотой летательного аппарата, для обеспечения надежных измерений необходима соответствующая коррекция показаний дозиметрической системы. Для этого предусматривается коррекция сигналов детектора так, что выявление зоны радиоактивного загрязнения местности осуществляется при возрастании сигнала детектора с учетом показаний высотомера. Оптимальной высотой движения летательного аппарата является 100 м, при этом обеспечивается высокая чувствительность обнаружения границы радиоактивного загрязнения местности и практическая независимость результатов контроля от непостоянства высоты.

В систему АСКРО информация может поступать от дозиметрических устройств. Пример тактико-технических характеристик дозиметрических устройств представлен в таблице 6.

Для унификации оборудования система АСКРО может быть оснащена следующим оборудованием:

- устройство детектирования гамма-излучения;
- устройство сбора и передачи данных;
- GSM-терминал.

Контроль радиационной обстановки с помощью высокочувствительных стационарных систем осуществляется для непрерывного мониторинга изменения радиационного фона, при этом обеспечивается расширение зон наблюдения, повышение надежности обнаружения радиоактивных выбросов и аномалий, оперативности реагирования, а также уменьшение необходимого количества стационарных датчиков радиационного фона.

Таблица 6 – Технические характеристики дозиметрических устройств

№п/п	Параметры	Показатели
Датчик радиационного фона ИРТ-М		
1	Детектор	газоразрядные счётчики
2	Диапазон регистрируемых энергий	0,05-3,0 МэВ
3	Чувствительность:	
	по чувствительному каналу	$(4,4 \pm 0,8)$ имп.·с ⁻¹ на 1 мкЗв/ч
	по грубому каналу	$(5,0 \pm 0,55)$ имп.·с ⁻¹ на 1 мЗв/ч
4	Диапазон рабочих температур	-40 до +50°С
5	Влажность	до 100 % при 35°С
6	Габаритные размеры, масса	65×58×175 мм, 0,5 кг
Система дозиметрического контроля ДБГ-УРКТ «СИММЕТ»		
1	Детектор	сцинтилляционный
2	Диапазон регистрируемых энергий	0,05-3,0 МэВ
3	Чувствительность	$(30,0 \pm 2)$ имп.·с ⁻¹ на 1 нЗв/ч
4	Диапазон рабочих температур	-40 до +50°С
5	Влажность	до 100 % при 35°С
6	Габаритные размеры, масса	220×120×700 мм, 10 кг

Одним из эффективных путей совершенствования систем безопасности и мониторинга для повышения эффективности контроля радиационной обстановки является установка высокочувствительных систем на контрольно-пропускных пунктах. Динамический контроль радиационной обстановки с использованием автомобильного транспорта эффективен при обследовании различных территорий, находящихся на значительном удалении размещения стационарных устройств или где их размещение экономически и технически не целесообразно. Мониторинг радиационной обстановки по водным маршрутам целесообразно осуществлять в целях контроля и обнаружения выхода радионуклидов из зоны их локализации, прогнозирования и прослеживания путей их движения за ее пределами, а также оперативного контроля береговой полосы. Аэродинамический контроль радиационной обстановки позволяет провести мониторинг воздушной среды в зоне возможных радиоактивных выбросов, а также обеспечивает высокопроизводительный контроль обширных территорий, в том числе в труднодоступных местах.

Рассмотренные технические решения применяются с использованием современных инфокоммуникационных технологий и интегрируются в существующие системы комплексной безопасности и мониторинга радиационной обстановки.

ГЛАВА 3. ПРОГНОЗИРОВАНИЕ И МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ

3.1. Выявление размеров зон радиоактивного загрязнения местности

Следует отметить, что существуют понятия «зоны загрязнения в районе эпицентра взрыва» и «зоны загрязнения на следе облака» (рисунок 61).

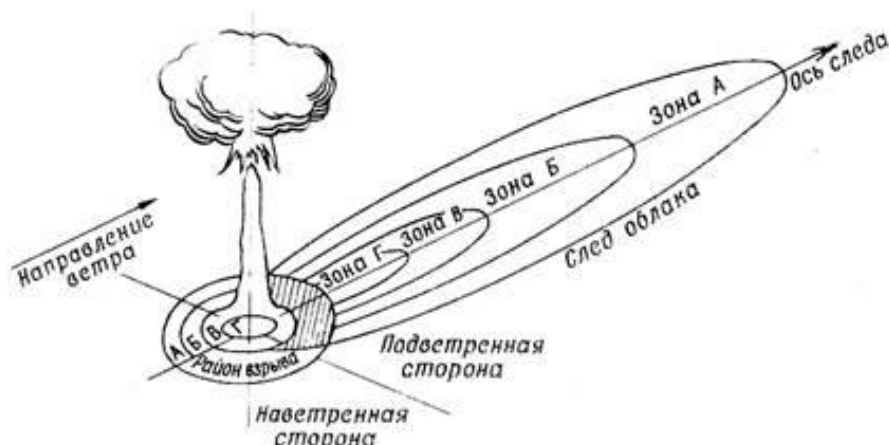


Рисунок 61 – Зоны радиоактивного загрязнения
в районе эпицентра взрыва и на следе облака

Радиусы зон радиоактивного загрязнения в районе эпицентра взрыва определяются по таблице А.10. По таблице для различной мощности ядерного взрыва (в кт) в соответствующей строке определяются высота подъема радиоактивного облака (в км) и радиусы зон радиоактивного загрязнения (А, Б, В, Г) в районе ядерного взрыва (в км) (рисунок 62).

Мощность взрыва, кт	Максимальная высота подъема центра облака за 10 минут, км	Радиусы зон радиоактивного загрязнения в районе эпицентра ядерного взрыва, км			
		Зона А	Зона Б	Зона В	Зона Г
20	8	0,77	0,47	0,36	0,25
50	10	0,9	0,57	0,45	0,33
100	12	1	0,67	0,56	0,4
200	15	1,12	0,77	0,62	0,48
300	17	1,2	0,82	0,67	0,52
500	19	1,3	0,9	0,74	0,59
1 000	22	1,43	1	0,84	0,68
2 000	25	1,57	1,13	0,95	0,77
3 000	27	1,65	1,2	1	0,85
5 000	28	1,76	1,3	1,1	0,91
10 000	32	1,91	1,43	1,22	1

Рисунок 62 – Порядок работы с таблицей А.10 для определения размеров зон радиоактивного загрязнения местности в результате ядерного взрыва

Размеры зон радиоактивного загрязнения местности на следе облака определяются на основании таблицы А.1, А.2 для наземного, воздушного, подземного взрывов и взрыва на водной преграде.

По таблице А.1 на основе заданной мощности взрыва (в тыс. т) оценивается высота подъема облака ядерного взрыва (в км). Для дальнейших расчетов необходимо использовать значение скорости среднего ветра в получившемся слое атмосферы. Необходимо также обратить внимание обучающихся, что «средний ветер» – это не та привычная всем скорость ветра, которой характеризуется состояние приземного слоя атмосферы. Для ядерного оружия в качестве «среднего ветра» выбирается среднее значение по скорости и направлению ветра для всех слоев атмосферы в пределах высоты подъема облака ядерного взрыва. И, соответственно, чем больше мощность рассматриваемого заряда, тем будет выше прогнозируемая высота подъема образовавшегося облака ядерного взрыва.

По таблице А.2 определяются размеры зон радиоактивного загрязнения местности (А, Б, В, Г) в результате ядерного взрыва. Таблица А.2 состоит из 4 самостоятельных таблиц, соответствующих разным видам ядерного взрыва (а. наземный; б. воздушный; в. подземный; г. на водной преграде). Для каждого вида ядерного взрыва в таблице выбирается мощность заряда (тыс.т) и выбирается строка, соответствующая скорости среднего ветра (км/ч). На основании этих исходных данных определяются прогнозируемые размеры (длина и ширина, в км) зон радиоактивного загрязнения местности, образовавшихся в результате ядерного взрыва.

Мощность взрыва, тыс.т	Скорость среднего ветра, км/ч	Зоны загрязнения	
		А	Б
50	10	32-11	4,8-2,2
	25	43-7,7	
	50	52-5,8	
	75	57-4,8	
	100	60-4,1	
100	10	46-13	8,1-3,4
	25	64-9,6	
	50	79-7,4	
	75	88-6,2	
	100	94-5,5	

Рисунок 63 – Порядок работы с таблицей А.2 для определения размеров зон радиоактивного загрязнения местности в результате ядерного взрыва

Например, для воздушного ядерного взрыва мощностью 100 тыс. т при скорости среднего ветра 10 км/ч на основе таблицы А.2 можем спрогнозировать образование двух зон радиоактивного загрязнения местности

следующих размеров: зона А (длина – 46 км, ширина – 13 км), зона Б (длина – 8,1 км, ширина – 3,4 км), зона В и зона Г отсутствуют (см. рисунок 63).

Компьютерная программа «Определение размеров зон загрязнения на следе облака», реализующая данную методику, осуществляет расчеты на основании следующих вводимых пользователем исходных данных:

- вид взрыва (наземный, воздушный, подземный, на водной преграде);
- мощность взрыва (тыс. т.);
- скорость среднего ветра (км/ч).

На основании исходных данных компьютерная программа «Определение размеров зон загрязнения на следе облака» позволяет оценить:

- длину зон, образованных при ядерном взрыве (км);
- ширину зон, образованных при ядерном взрыве (км).

В качестве примера в компьютерной программе «Определение размеров зон загрязнения на следе облака» проведен следующий расчет для наземного взрыва мощностью 5 Мт при средней скорости ветра 100 км/ч. По результатам расчета прогнозируется возникновение четырех зон радиоактивного загрязнения местности на следе облака (А, Б, В, Г) (рисунок 64).

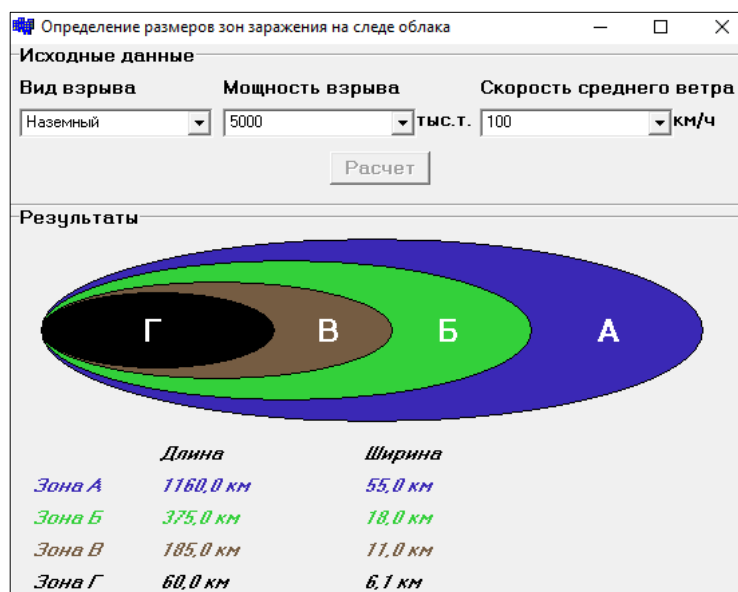


Рисунок 64 – Результаты расчета в программе «Определение размеров зон загрязнения на следе облака»

Получена прогнозируемая длина (А – 1 160 км, Б – 375 км, В – 185 км, Г – 60 км) и ширина (А – 55 км, Б – 18 км, В – 11 км, Г – 6,1 км) по каждой из образовавшихся зон радиоактивного загрязнения местности.

3.2. Прогнозирование мощности дозы после ядерного взрыва (аварии)

Закон изменения мощности дозы записывается в следующем виде [10]:

$$P_t = P_0 \cdot t^{-n}, \quad (10)$$

где P_0 – мощность дозы в начальный момент времени (рад/ч, Зв/ч, Гр/ч, Р/ч).

P_t – мощность дозы в момент времени t (рад/ч, Зв/ч, Гр/ч, Р/ч);

t – время, соответствующее P_t (ч);

n – показатель степени, характеризующий величину спада радиации во времени, и зависящий от изотопного состава радионуклидов (при ядерном взрыве $n = 1,2$; при аварии на АЭС $n = 0,4$).

Упрощенная формула пересчета мощности дозы на различное время после ядерного взрыва или аварии на АЭС имеет вид:

$$P_t = K \cdot P_0, \quad (11)$$

где K – коэффициент из таблицы А.3, А.4.

В таблицах А.3 и А.4 приведены коэффициенты пересчета мощности дозы радиации от времени, прошедшего с момента ядерного взрыва (А.3) и с момента аварии на АЭС (А.4).

В таблице А.3 для различного времени t (ч), прошедшего с момента ядерного взрыва (от 0,5 до 48 часов) приводятся значения соответствующих коэффициентов K .

$t, \text{ч}$	K	$t, \text{ч}$	K	$t, \text{ч}$	K
0,5	2,3	9	0,072	18	0,031
1	1	10	0,063	20	0,027
2	0,435	11	0,056	22	0,024
3	0,267	12	0,051	24	0,022
4	0,189	13	0,046	26	0,020
5	0,145	14	0,042	28	0,018
6	0,116	15	0,039	32	0,015
7	0,097	16	0,036	36	0,013
8	0,082	17	0,033	48	0,01

Рисунок 65 – Порядок работы с таблицей А.3 и А.4 для определения коэффициентов пересчета мощности дозы

В таблице А.4 аналогичным образом для различного времени t (ч), прошедшего с момента аварии на АЭС (от 0,5 часа до 6 суток) приводятся значения соответствующих коэффициентов K .

Рассмотрим примеры решения задач по прогнозированию мощности дозы после ядерного взрыва (аварии).

Задача № 3.2.1. Спрогнозировать мощность дозы по истечении 4 часов после аварии на АЭС, если в момент аварии замеренная мощность дозы составляла 78 Р/ч.

Дано:

$$P_0 = 78 \text{ Р/ч};$$

$$t = 4 \text{ ч};$$

$$n = 0,4.$$

Найти: P_t .

Решение:

$$P_t = P_0 \times t^{-n} = 78 \times 4^{-0,4} \approx 44,8 \text{ Р/ч}.$$

Ответ: мощность дозы по истечении 4 часов после аварии на АЭС составит 44,8 Р/ч.

Задача № 3.2.2. В результате нанесения ядерного удара в 11:40 замеренная мощность дозы на территории объекта составляла 14,3 Р/ч. Определить мощность дозы, которая была в 9:20.

Дано:

$$P_t = 14,3 \text{ Р/ч};$$

$$t_1 = 9:20;$$

$$t_2 = 11:40;$$

$$n = 1,2.$$

Найти: P_0 .

Решение:

$$1. P_t = P_0 \times t^{-n}$$

$$2. \text{ Следовательно, } P_0 = \frac{P_t}{t^{-n}}.$$

$$3. t = t_2 - t_1 = 11:40 - 9:20 = 2:20 = 2,33 \text{ ч}.$$

$$4. P_0 = \frac{14,3}{2,33^{-1,2}} = 39,5 \text{ Р/ч}.$$

Ответ: мощность дозы в 9:20 составляла 39,5 Р/ч.

3.3. Определение времени начала аварии (ядерного взрыва)

Время аварийного выброса радиоактивных веществ или время ядерного взрыва может определяться по двум измерениям мощности дозы P_1 и P_2 , если при этом известен интервал времени, прошедшего между ними [10;11].

$$t = t_1 - \frac{t_2 - t_1}{1 - \left(\frac{P_2}{P_1}\right)^{2.5}}, \quad (12)$$

где P_1, P_2 – мощности дозы (рад/ч, Зв/ч, Гр/ч, Р/ч), замеренные в разные промежутки времени, соответственно;

t_1, t_2 – время, в которое происходили замеры мощности дозы, соответственно (ч).

Таблица А.5 позволяет произвести определение времени аварийного выброса радиоактивных веществ или времени ядерного взрыва без использования формулы (12). На основании заданных значений P_1 и P_2 вычисляется отношение $\frac{P_2}{P_1}$. В таблице сопоставляется полученное значение $\frac{P_2}{P_1}$ (по вертикали) и время, прошедшее между измерениями (от 10 минут до 3 часов). На пересечении соответствующей строки и столбца указывается время, прошедшее после аварийного выброса радиоактивных веществ (ядерного взрыва) до второго измерения мощности дозы (ч:мин) (рисунок 66).

Отношение мощности дозы P_2/P_1	Время между измерениями									
	минуты					часы				
	10	15	20	30	45	1	1,5	2	2,5	3
0,95	4:00	6:00	8:00	12:00	18:00	24:00	36:00	48:00	60:00	72:00
0,90	2:00	3:00	4:00	6:00	9:00	12:00	18:00	24:00	30:00	36:00
0,85	1:20	2:00	2:40	4:00	6:00	8:00	12:00	16:00	20:00	24:00
0,80	1:00	1:30	2:00	3:00	4:30	6:00	9:00	12:00	15:00	18:00
0,75	0:50	1:10	1:40	2:30	3:40	5:00	7:00	9:00	12:00	14:30
0,70	0:40	1:00	1:20	2:00	3:00	4:00	6:00	8:00	10:00	12:00

Рисунок 66 – Порядок работы с таблицей А.5 для определения времени, прошедшего после аварийного выброса радиоактивных веществ (ядерного взрыва) до второго измерения мощности дозы (ч:мин)

Время аварийного выброса радиоактивных веществ (ядерного взрыва) определяется вычитанием полученного в таблице А.5 значения от заданного значения времени второго измерения.

Компьютерная программа «Выявление радиационной обстановки по данным разведки» осуществляет расчеты на основании следующих вводимых пользователем исходных данных:

- время первого измерения (часы:минуты);
- мощность дозы при первом измерении (рад/ч);
- время второго измерения (часы:минуты);
- мощность дозы при втором измерении (рад/ч).

На основании исходных данных компьютерная программа «Выявление радиационной обстановки по данным разведки» позволяет определить:

- время ядерного взрыва (часы:минуты);
- наименование зоны загрязнения.

Помимо этого, компьютерная программа позволяет определить мощность дозы в любое заданное время (рад/ч).

В качестве примера использования компьютерной программы «Выявление радиационной обстановки по данным разведки» проведен следующий расчет: первое измерение мощности дозы было проведено в 10:00, мощность при этом составила 90 рад/ч; второе измерение было проведено в 10:30, мощность при этом составила 85 рад/ч; время, на которое требуется оценить мощность дозы – 13:00 (рисунок 67).

Время первого измерения	10 ч. 00 мин.
Мощность дозы при первом измерении, рад/ч.	90
Время второго измерения	10 ч. 30 мин.
Мощность дозы при втором измерении, рад/ч.	85
Заданное время	13 ч. 00 мин.
Вывод результата	
Время ядерного взрыва	23 ч. 10 мин.
Мощность дозы излучения на заданное время	72,5372619628906
Наименование зоны загрязнения	зона Г

Рисунок 67 – Результаты расчета в компьютерной программе «Выявление радиационной обстановки по данным разведки»

В результате удалось рассчитать следующие параметры:

- время ядерного взрыва 23 часа 10 минут;
- прогнозируемая мощности дозы на заданное время 13:00 составит 72,5 рад/ч;
- наименование зоны загрязнения – Г.

Рассмотрим примеры решения задач по определению времени начала аварии (ядерного взрыва).

Задача № 3.3.1. Определить время аварии на АЭС, если по данным разведки мощность дозы в 21:18 составила 66 Р/ч, а через 8 минут уже 12 Р/ч.

Дано:

$$P_1 = 66 \text{ Р/ч};$$

$$P_2 = 12 \text{ Р/ч};$$

$$t_1 = 21:18 = 21,3 \text{ ч};$$

$$t_2 - t_1 = 8 \text{ мин} = 0,13 \text{ ч}.$$

Найти: t .

Решение:

$$t = t_1 - \frac{t_2 - t_1}{1 - \left(\frac{P_2}{P_1}\right)^{2.5}} = 21,3 - \frac{0,13}{1 - \left(\frac{12}{66}\right)^{2.5}} \approx 21,17 \text{ ч} \approx 21:10.$$

Ответ: авария на АЭС произошла в 21:10.

Задача № 3.3.2. Определить время ядерного взрыва, если по данным разведки мощность дозы в 22:50 составила 1 247 Р/ч, а через 10 минут уже 547 Р/ч.

Дано:

$$P_1 = 1\,247 \text{ Р/ч};$$

$$P_2 = 547 \text{ Р/ч};$$

$$t_1 = 22:50 = 22,83 \text{ ч};$$

$$t_2 - t_1 = 10 \text{ мин} = 0,17 \text{ ч}.$$

Найти: t .

Решение:

$$t = t_1 - \frac{t_2 - t_1}{1 - \left(\frac{P_2}{P_1}\right)^{2.5}} = 22,83 - \frac{0,17}{1 - \left(\frac{547}{1\,247}\right)^{2.5}} \approx 22,64 \text{ ч} \approx 22:38.$$

Ответ: ядерный взрыв произошел в 22:38.

3.4. Оценка дозы облучения при нахождении в зонах радиоактивного загрязнения

Дозы, полученные людьми за время пребывания в зонах радиоактивного загрязнения, рассчитываются для того, чтобы прогнозировать последствия облучения, поскольку поражение, вызванное облучением, зависит от величины дозы и времени, в течение которого эта доза получена. Исходными данными

для определения доз облучения являются: мощность дозы, продолжительность нахождения людей на загрязненной местности и степень их защищенности. Доза, которую получают люди находясь на загрязненной территории

за время t , рассчитывается по формуле:

$$D = P_{\text{ср}} \times \frac{t}{K_{\text{осл}}}, \quad (13)$$

где $K_{\text{осл}}$ – коэффициент ослабления;

$P_{\text{ср}}$ – средняя мощность дозы в зоне радиоактивного загрязнения местности (рад/ч, Зв/ч, Гр/ч, Р/ч);

t – время пребывания в зоне радиоактивного загрязнения местности.

Рассмотрим примеры решения задач по оценке дозы облучения при нахождении в зонах радиоактивного загрязнения.

Задача № 3.4.1. Определить дозу облучения, которую получают работники, находящиеся в деревянном здании в течение 8 часов, если мощность дозы на местности составляет 100 Р/ч.

Дано:

$$P = 100 \text{ Р/ч};$$

$$t = 8 \text{ ч};$$

$$K_{\text{осл}} = 2.$$

Найти: Д.

Решение:

$$Д = \frac{P \times t}{K_{\text{осл}}} = \frac{100 \times 8}{2} = 400 \text{ Р}.$$

Ответ: работники получают дозу 400 Р.

Задача № 3.4.2. Группе предстоит преодолеть участок радиоактивного загрязнения местности на автомобилях. Мощности дозы по маршруту движения группы составляют 180 Р/ч, 200 Р/ч, 160 Р/ч, 175 Р/ч и 183 Р/ч. Определить дозу, которую получит личный состав, если время преодоления участка составит 4 часа.

Дано:

$$P_1 = 180 \text{ Р/ч};$$

$$P_2 = 200 \text{ Р/ч};$$

$$P_3 = 160 \text{ Р/ч};$$

$$P_4 = 175 \text{ Р/ч};$$

$$P_5 = 183 \text{ Р/ч};$$

$$t = 4 \text{ ч};$$

$$K_{\text{осл}} = 2.$$

Найти: Д.

Решение:

$$1. P_{\text{ср}} = \frac{\sum_i^n P_i}{n} = \frac{180+200+160+175+183}{5} = 179,6 \text{ Р/ч}.$$

$$2. Д = \frac{P_{\text{ср}} \times t}{K_{\text{осл}}} = \frac{179,6 \times 4}{2} = 359 \text{ Р}.$$

Ответ: личный состав получит дозу 359 Р.

3.5. Прогнозирование времени подхода радиоактивного облака к объекту

По результатам прогноза нельзя заранее, до выпадения радиоактивных веществ на местности, определить с необходимой точностью мощность дозы на конкретном объекте или в населенном пункте. Вследствие этого действия личного состава формирований гражданской обороны, работников и населения в условиях радиоактивного загрязнения местности уточняются на основе оценки радиационной обстановки по данным разведки, т.е. по фактически замеренным мощностям дозы.

Время выпадения радиоактивных веществ на объекте t (время подхода радиоактивного облака) определяется по формуле [10;11]:

$$t = \frac{R}{v_{\text{ср}}}, \quad (14)$$

где $v_{\text{ср}}$ – скорость среднего ветра;

R – расстояние от места аварии (взрыва) до объекта наблюдения.

Рассмотрим пример решения задачи по прогнозированию времени подхода радиоактивного облака к объекту.

Задача № 3.5.1. Спрогнозировать время подхода радиоактивного облака к объекту, если его удаленность составляет 40 км, а скорость среднего ветра 3 м/с.

Дано:

$R = 40$ км;

$v_{\text{ср}} = 3$ м/с = 10,8 км/ч;

Найти: t .

Решение:

$$t = \frac{R}{v_{\text{ср}}} = \frac{40}{10,8} \approx 3,7 \text{ ч.}$$

Ответ: прогнозируемое время подхода радиоактивного облака к объекту составляет 3,7 ч.

3.6. Оценка возможных радиационных потерь среди личного состава (населения)

Исходными данными для определения радиационных потерь в зонах загрязнения являются продолжительность пребывания в прогнозируемых

зонах загрязнения T ; время начала облучения t_n , отсчитываемое от момента взрыва (аварии); условия пребывания (защищенности) населения на загрязненной местности $K_{осл}$; ранее полученные дозы и время, прошедшее после предыдущего облучения.

Доза, которую получит население, находясь на загрязненной территории, определяется по формуле [10]:

$$D = \frac{D_{табл}}{K_{осл}} + D_{ост}, \quad (15)$$

где $D_{табл}$ – доза, которую получило бы открыто расположенное население в зависимости от зоны загрязнения (таблица А.6); $D_{ост}$ – ранее полученная доза.

Рассмотрим подробнее порядок работы с таблицей А.6. Она состоит из четырех частей, отдельно для каждой из зон радиоактивного загрязнения (А, Б, В, Г). В первом столбце таблицы выбирается время начала облучения t_n (в минутах, часах или сутках), прошедшее после ядерного взрыва. В верхней строке таблицы выбирается продолжительность пребывания в зоне радиоактивного загрязнения T (от 10 минут до 30 суток). В таблице на пересечении соответствующей строки и столбца указана доза $D_{табл}$ (рад), полученная личным составом при открытом расположении (рисунок 68).

ЗОНА А														
Время начала облучения после ядерного взрыва	Продолжительность пребывания в зоне													
	минуты				часы							сутки		
	10	20	30	1	2	4	8	12	21	1	3	10	30	
минуты	10	23	35	43	58	72	85	97	103	111	113	126	126	
	20	12	20	26	38	50	63	74	80	88	90	103	114	
	30	8	14	19	28	40	51	62	68	76	78	92	102	
часы	1	3,8	7	9,7	16	25	34	44	50	58	59	72	83	
	1,5	2,4	4,5	6,4	11	18	26	36	41	48	50	62	74	
	2	1,7	3,3	4,7	8,5	14	21	30	35	42	44	56	67	
	3	1,1	2,1	3	5,6	9,7	16	23	28	34	36	48	59	
	4	-	1,5	2,2	4,1	7,4	12	19	23	29	31	42	53	
	5	-	1,2	1,7	3,2	5,9	10	16	20	25	27	38	49	
	6	-	-	1,4	2,7	4,9	8,5	14	17	23	24	35	46	
	8	-	-	1	1,9	3,6	6,4	11	14	19	20	30	41	
	10	-	-	-	1,5	2,8	5,1	8,7	12	16	17	27	37	
	12	-	-	-	1,2	2,3	4,3	7,4	9,8	14	15	25	35	
	15	-	-	-	-	1,8	3,4	6	8,1	12	13	22	31	
	20	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	30	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

Рисунок 68 – Порядок работы с таблицей А.6 для определения полученной дозы в зависимости от времени пребывания и времени начала облучения, прошедшего после ядерного взрыва

Например, при расположении в середине зоны А через 2 часа после ядерного взрыва в течение последующих 3 суток, личный состав получит дозу равную 56 рад (см. рисунок 68).

В примечаниях к таблице указаны значения коэффициентов для определения $D_{\text{табл}}$ (рад) в зависимости от расположения личного состава на внутренней или на внешней границе зоны радиоактивного загрязнения (например, для зоны А «дозы радиации на внутренней границе зоны примерно в 3,2 раза больше, а на внешней – в 3,2 раза меньше указанных в таблице»).

Прогнозируемые потери населения в зависимости от полученной дозы, времени пребывания на загрязненной территории и времени начала облучения определяются по таблице А.7.

Рассмотрим подробнее порядок работы с таблицей А.7. В первом столбце на основании исходных данных выбирается полученная доза. Во втором и третьем столбцах учитываются условия облучения: время начала облучения $t_{\text{нач}}$, прошедшее после ядерного взрыва, и продолжительность нахождения личного состава в образовавшейся зоне радиоактивного загрязнения T (продолжительность облучения). В верхней строке таблицы выбирается время, через которое требуется оценить долю выхода из строя личного состава (в %) в результате получения дозы облучения. В последнем столбце (в %) указан показатель прогнозируемой доли смертности личного состава в результате получения дозы облучения в заданных условиях облучения (рисунок 69).

Полученная доза, рад	Время начала облучения, $t_{\text{нач}}$	Продолжительность облучения, T	Время выхода из строя после начала облучения						Смертность
			часы			сутки			
			3	6	12	1	14	30	
300	до 30 мин	10 мин	14	20	20	20	20	100	20
		20 мин	13	20	20	20	20	100	
		30 мин	12	20	20	20	20	100	
		1 ч	10	20	20	20	20	100	
		2 ч	5	18	20	20	20	100	
		3 ч	2	15	20	20	20	100	
		6 ч	1	9	20	20	20	100	
		12 ч	-	6	15	20	20	100	
		1 сут	-	4	11	18	20	100	
		4 сут	-	3	7	12	20	100	
	1 ч	10 мин	14	20	20	20	20	100	
		20 мин	13	20	20	20	20	100	
		30 мин	12	20	20	20	20	100	

Рисунок 69 – Порядок работы с таблицей А.7 для определения прогнозируемой доли потерь среди личного состава в результате получения дозы при заданных условиях облучения

Компьютерная программа «Радиационные потери в прогнозируемых зонах загрязнения», реализующая данную методику, осуществляет расчеты на основании следующих вводимых пользователем исходных данных:

- зона радиоактивного загрязнения (А, Б, В, Г);
- расположение личного состава в зоне загрязнения (на внутренней границе, в середине, на внешней границе) и доля личного состава (в %);
- время начала действий в зоне загрязнения после ядерного удара (сутки, часы, минуты);
- расстояние от центра района расположения подразделений до эпицентра взрыва (км);
- скорость ветра (км/ч);
- условия расположения людей на местности и процентная доля личного состава на данной местности (открытое расположение, в транспортных средствах, в зданиях, сооружениях и т.д.);
- продолжительность облучения (сутки, часы, минуты);
- ранее полученная доза (рад);
- время, прошедшее с момента получения дозы (недели, сутки).

На основании исходных данных компьютерная программа «Радиационные потери в прогнозируемых зонах загрязнения» позволяет определить:

- полученную дозу в зоне загрязнения (рад);
- время выхода из строя личного состава через заданный интервал времени (через 3, 6, 12 часов или 1, 14, 30 суток);
- долю смертности среди личного состава (%).

Радиационные потери в прогнозируемых зонах заражения

Зона	Расположение в зоне	Доля личного состава, %
Г	У внешней границы	30
В	В середине	30
Б	В середине	20
А	У внутренней границы	20

Очистить

Условия расположения людей на местности	Доля личного состава, %
Бронетранспортеры	30
Танки	30
Автомобили и автобусы	40

Очистить

Время начала действий в прогнозируемой зоне заражения (после удара)
 0 суток 10 часов 0 минут

Расстояние от центра района расположения подразделений до эпицентра взрыва, км
 10

Скорость среднего ветра, км/ч
 0.6

Продолжительность облучения, часов
 0 суток 5 часов 0 минут

Ранее полученная доза, рад
 300

Время, прошедшее с момента получения ее
 7 недель 0 суток

Доля	Зона	В зоне	Доза	Время выхода из строя						смертность
				часы			сутки			
				3	6	12	1	14	30	
30	Г	У внешней границ	293,09	0	5,54	18,62	18,62	18,62	97,93	18,62
30	В	В середине	282,89	0	4,86	16,58	16,58	16,58	94,87	16,58
20	Б	В середине	274,16	0	4,28	14,83	14,83	14,83	92,25	14,83
20	А	У внутренней границ	272,38	0	4,16	14,48	14,48	14,48	91,71	14,48
Итого	за	подразделение		0	4,71	16,13	16,13	16,13	94,19	16,13

Расчет

Готово

Рисунок 70 – Результаты расчета в компьютерной программе «Радиационные потери в прогнозируемых зонах загрязнения»

Для примера в компьютерной программе «Радиационные потери в прогнозируемых зонах загрязнения» выполнен расчет по следующим исходным данным: на расстоянии 10 км от объекта был нанесен ядерный удар, таким образом, что 30 % работников объекта оказались в зоне Г (на внешней границе), другие 30 % в середине зоны В, другие 20 % в середине зоны Б, а остальные 20 % на внутренней границе зоны А. Работники укрываются в транспортных средствах (30 % в бронетранспортерах, 30 % в танках и 40 % в автобусах). Время начала действий в зоне загрязнения (после ядерного удара) – 10 часов. Скорость ветра 0,6 км/ч. По условиям задачи работники будут находиться

в условиях радиоактивного загрязнения местности 5 часов. Ранее (7 суток назад) работники уже получили дозу 300 рад (см. рисунок 70).

В результате удалось рассчитать следующие параметры. Прогнозируемые дозы, полученные работниками, при расположении:

- на внешней границе зоны Г – 293,09 рад;
- в середине зоны В – 282,89 рад;
- в середине зоны Б – 274,16 рад;
- на внутренней границе зоны А – 272,38 рад.

Прогноз выхода из строя работников через различное время после выхода из зоны радиоактивного загрязнения:

- через 3 часа: выход из строя работников не прогнозируется (0 %).
- через 6 часов выйдет из строя: 5,54 % работников на внешней границе зоны Г; 4,86 % работников в середине зоны В; 4,28 % работников в середине зоны Б; 4,16 % работников на внутренней границе зоны А; 4,71 % итого за подразделение.
- через 12 часов прогноз выхода из строя без изменений.
- через 1 сутки выйдет из строя: 18,62 % работников на внешней границе зоны Г; 16,58 % работников в середине зоны В; 14,83 % работников в середине зоны Б; 14,48 % работников на внутренней границе зоны А; 16,13 % итого за подразделение.
- через 14 суток прогноз выхода из строя без изменений.
- через 30 суток выйдет из строя: 97,93 % работников на внешней границе зоны Г; 94,87 % работников в середине зоны В; 92,25 % работников в середине зоны Б; 91,71 % работников на внутренней границе зоны А; 94,19 % итого за подразделение.

Прогноз смертности работников в результате облучения:

- 18,62 % на внешней границе зоны Г;
- 16,58 % в середине зоны В;
- 14,83 % в середине зоны Б;
- 14,48 % на внутренней границе зоны А;
- 16,13 % итого за подразделение.

3.7. Оценка возможных последствий при преодолении зон радиоактивного загрязнения

Доза, получаемая личным составом при движении по зоне радиоактивного загрязнения, рассчитывается по формуле [10]:

$$D = P_{\text{ср}} \times \frac{t}{K_{\text{осл}}} = \frac{P \times L}{v \times K_{\text{осл}}}, \quad (16)$$

где $P_{\text{ср}}$ – средняя мощность дозы; t – время движения, ч; $K_{\text{осл}}$ – коэффициент ослабления излучения (таблица А.8); L – протяженность загрязненного участка, км; v – скорость движения при преодолении зоны радиоактивного загрязнения местности, км/ч.

Средняя мощность дозы рассчитывается по формуле [10]:

$$P_{\text{ср}} = \frac{\sum_{i=1}^n P_i}{n}, \quad (17)$$

где P_i – мощность дозы на i -ом участке; n – количество участков.

В случае, если маршрут движения пересекает зону радиоактивного загрязнения местности перпендикулярно к оси радиоактивного следа (рисунок 71), средняя мощность дозы $P_{\text{ср}}$ рассчитывается как [10]:

$$P_{\text{ср}} = \frac{P_{\text{max}}}{4}, \quad (18)$$

где P_{max} – максимальное значение мощности дозы.

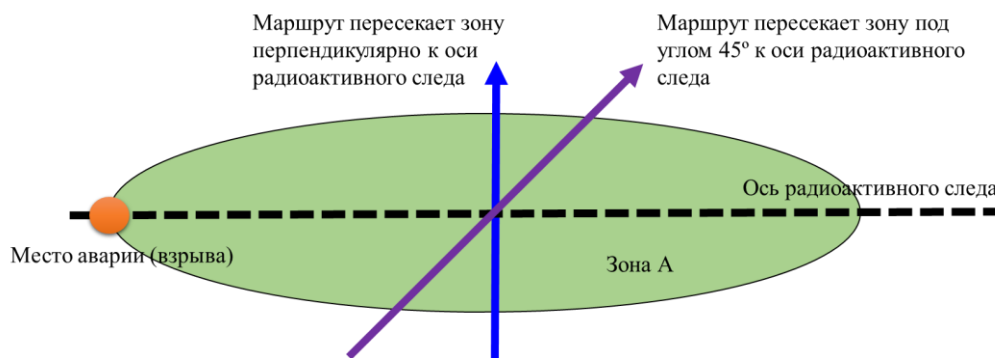


Рисунок 71 – Направление маршрута движения при пересечении зоны радиоактивного загрязнения местности

В случае, если маршрут движения пересекает зону радиоактивного загрязнения под углом 45° к оси радиоактивного следа, средняя мощность дозы рассчитывается как [10]:

$$P_{\text{ср}} = 1,5 \times \frac{P_{\text{max}}}{4}, \quad (19)$$

Компьютерная программа «Определение радиационных потерь при преодолении прогнозируемых зон загрязнения» осуществляет расчеты на основании следующих вводимых пользователем исходных данных:

- мощность ядерного взрыва (тыс. т);
- время, прошедшее после взрыва (ч);
- удаление от центра взрыва (км);
- средний угол между маршрутом движения и осью прогнозируемой зоны загрязнения (в градусах);
- скорость среднего ветра (10-100 км/ч);

- скорость движения (км/ч);
- продолжительность нахождения в зонах (ч);
- ранее полученная доза (рад);
- время, прошедшее от предыдущего облучения (суток, недель);
- условия расположения личного состава (населения).

Компьютерная программа «Определение радиационных потерь при преодолении прогнозируемых зон загрязнения» позволяет оценить долю выхода из строя личного состава и смертность через различное время после облучения (суток, в %).

В качестве примера выполнен расчет на основании следующих исходных данных: группе предстоит преодолеть маршрут, проходящий по зоне радиоактивного загрязнения, создавшейся в результате ядерного взрыва мощностью 2 кт. Удаление от центра взрыва составляет 4 км. Четырьмя днями ранее личным составом была получена доза равная 40 рад. Средний угол между предполагаемым маршрутом движения и осью радиоактивного следа составляет 90 градусов, скорость среднего ветра равна 10 км/ч, личный состав передвигается со скоростью 4 км/ч, продолжительность нахождения в зоне загрязнения составит 0,5 часа (рисунок 72).

Мощность ядерного взрыва (тыс.т): 2	Средний угол между маршрутом движения и осью прогнозируемой зоны заражения: 90	Скорость движения (км/ч): 4
Время прошедшее после взрыва (ч.): 2	Скорость среднего ветра (км/ч): 10	Продолжительность нахождения в зонах (ч.): 0,5
Удаление от центра взрыва (км): 4	Наименование укрытия и транспортных средств или условия расположения (действия) войск (населения) Артиллерийские инженерные и тыловые части (подразделения) ☐ Крытые вагоны ☐ Пассажирские вагоны (локомотивы) ☒ ВОЙСКА ПРИ ДВИЖЕНИИ (ДЕЙСТВИИ) В ШТАТНОЙ ТЕХНИКЕ ☐ Артиллерийские инженерные и тыловые части (подразделения) ☐ Зенитно-ракетные и разведывательные части (подразделения) ☐ Мотострелковые части (подразделения) ☐ Танковые части, ракетные части ☐ Танковые подразделения	
Ранее полученная доза: Ранее полученная доза: 40 Время прошедшее от предыдущего облучения: 1 неделя	Расчет Выход	

Рисунок 72 – Ввод исходных данных в компьютерной программе «Определение радиационных потерь при преодолении прогнозируемых зон загрязнения»

Суммарный выход из строя личного состава ко времени от начала облучения в зависимости от полученной доз излучения

Время выхода из строя после начала облучения:

3 часа: 12 %

6 часов: 20 %

12 часов: 20 %

1 сутки: 20 %

14 суток: 20 %

30 суток: 100 %

Смертность облученных: 20 %

Закрыть

Рисунок 73 – Результаты расчета в компьютерной программе «Определение радиационных потерь при преодолении прогнозируемых зон загрязнения»

В результате для заданных исходных данных удалось оценить долю выхода из строя личного состава и смертность через различное время после начала облучения (см. рисунок 73):

- через 3 часа доля выхода из строя личного состава составит 12 %;
- через 6 часов – 20 %;
- через 12 часов – 20 %;
- через 1 сутки – 20 %;
- через 14 суток – 20 %;
- через 30 суток – 100 %;
- прогнозируемая смертность через 30 суток составит 20 %.

Рассмотрим примеры решения задач по оценке возможных последствий при преодолении зон радиоактивного загрязнения местности.

Задача № 3.7.1. Перед началом движения группы максимальная мощность дозы на оси радиоактивного следа составляла 74 Р/ч. Движение осуществляется пешком и продолжается 1,5 ч. Определить дозу, которую получит личный состав при пересечении радиоактивного следа под углом 45°.

Дано:

$$P_{max} = 74 \text{ Р/ч};$$

$$\alpha = 45^\circ;$$

$$t = 1,5 \text{ ч};$$

$$K_{осл} = 1.$$

Найти: Д.

Решение:

$$1. \text{ Так как } \alpha = 45^\circ, \text{ то } P_{cp} = 1,5 \times \frac{P_{max}}{4} = 1,5 \times \frac{74}{4} = 27,75 \text{ Р/ч.}$$

$$2. D = \frac{P_{cp} \times t}{K_{осл}} = \frac{27,75 \times 1,5}{1} = 41,6 \text{ Р.}$$

Ответ: личный состав получит дозу 41,6 Р.

Задача № 3.7.2. Группа получила приказ совершить пеший переход (скорость движения 4 км/ч) из пункта А в пункт Б, расстояние между которыми 5,2 км. Мощность дозы в пункте А составляет 18 Р/ч, в пункте Б – 12,5 Р/ч. Какую дозу получит личный состав?

Дано:

$$P_A = 18 \text{ Р/ч;}$$

$$P_B = 12,5 \text{ Р/ч;}$$

$$L = 5,2 \text{ км;}$$

$$V = 4 \text{ км/ч;}$$

$$K_{осл} = 1.$$

Найти: D.

Решение:

$$1. P_{cp} = \frac{P_A + P_B}{2} = \frac{18 + 12,5}{2} = 15,25 \text{ Р/ч.}$$

$$2. D = \frac{P_{cp} \times t}{K_{осл}} = \frac{P_{cp} \times L}{V \times K_{осл}} = \frac{15,25 \times 5,2}{4 \times 1} = 19,8 \text{ Р.}$$

Ответ: личный состав получит дозу 19,8 Р.

3.8. Определение продолжительности пребывания в зонах радиоактивного загрязнения

Допустимое время пребывания (работы) в зонах радиоактивного загрязнения определяется для случая, когда установлена некоторая предельная доза, и с учетом данной информации требуется определить максимальное время пребывания в зоне загрязнения $T_{пр}$, при котором получаемая в процессе облучения доза не превысит установленного предельного показателя. Допустимое время пребывания (работы) $T_{пр}$ определяется по формуле [10]:

$$T_{пр} = \frac{K_{осл} \times D_{уст}}{P_{cp}}, \quad (20)$$

где $K_{осл}$ – коэффициент ослабления; $D_{уст}$ – установленная доза; P_{cp} – средняя мощность дозы в зоне радиоактивного загрязнения.

В сложившихся условиях требуется начать работу как можно раньше (например, спасательные работы), но при этом, чтобы необходимо, чтобы личный состав не получил дозу больше, чем допустимая (установленная). Обычно продолжительность работы первой смены в зонах радиоактивного загрязнения выбирается равной 2 часа.

Компьютерная программа «Определение продолжительности пребывания в прогнозируемой зоне загрязнения по заданной дозе» осуществляет расчеты на основании следующих вводимых пользователем исходных данных:

- наиболее опасная прогнозируемая зона загрязнения, в которой будет находиться личный состав (население) (А, Б, В, Г);
- время начала облучения, отсчитываемое от момента ядерного взрыва (минуты, часы, сутки);
- заданная доза (рад);
- коэффициент ослабления (безразмерная величина).

На основании исходных данных компьютерная программа «Определение продолжительности пребывания в прогнозируемой зоне загрязнения по заданной дозе» позволяет оценить максимальную продолжительность пребывания личного состава в прогнозируемой зоне загрязнения по заданной дозе.

В качестве примера произведен расчет для следующей задачи: определить максимальное время пребывания личного состава ($K_{осл} = 4$) на внутренней границе зоны В при установленной максимальной дозе облучения личного состава 100 рад, если после ядерного взрыва прошло 15 минут (рисунок 74).

Рисунок 74 – Результаты расчета в компьютерной программе «Определение продолжительности пребывания в прогнозируемой зоне загрязнения по заданной дозе»

Таким образом, продолжительность пребывания личного состава в прогнозируемой зоне загрязнения по заданной дозе составляет $T_{\text{пр}} = 15,14$ мин.

Рассмотрим пример решения задачи по определению продолжительности пребывания в зонах радиоактивного загрязнения местности.

Задача № 3.8.1. Спасатели начали работать на объекте, где мощность дозы составляет 45 Р/ч. Определить допустимую продолжительность работы одной смены спасателей, если полученная личным составом максимальная доза не должна превысить 40 Р.

Дано:

$$P_{\text{ср}} = 45 \text{ Р/ч};$$

$$D_{\text{уст}} = 40 \text{ Р};$$

$$K_{\text{осл}} = 1.$$

Найти: $T_{\text{пр}}$.

Решение:

$$T_{\text{пр}} = \frac{K_{\text{осл}} \times D_{\text{уст}}}{P_{\text{ср}}} = \frac{1 \times 40}{45} = 0,88 \text{ ч} = 53 \text{ мин.}$$

Ответ: допустимая продолжительность работы одной смены спасателей не должна превышать 53 минуты.

3.9. Прогнозирование радиационных потерь при массированных ядерных ударах

Методика оценки радиационных потерь при массированных ядерных ударах основана на следующих допущениях: линейные размеры территории, по которой наносится ядерный удар, не менее 100 км; распределение наземных ядерных взрывов в пределах территории равномерное; продолжительность нанесения ядерного удара не превышает двух часов; продолжительность пребывания личного состава (населения) на заданной площади, отсчитанная от времени ядерного удара, не менее 12 часов [12].

Исходные данные для расчета:

- площадь территории S , по которой прогнозируется нанесение массированного ядерного удара, км²;
- количество наземных взрывов N_i (ед.) мощностью q_i (тыс. т);
- условия пребывания личного состава (населения) на данной территории характеризуются кратностью ослабления излучения на загрязненной местности $K_{осл\ i}$;
- доля личного состава (населения), находящегося в условиях с одинаковой кратностью ослабления излучения, C_i (в %);
- продолжительность облучения личного состава (населения) на загрязненной местности после нанесения ядерного удара (в сутках).

Порядок решения:

1. Вычислить суммарную мощность взрывов в ядерном ударе, тыс. т [12]:

$$\sum_i q_i \times N_i \quad (21)$$

2. Рассчитать плотность ядерного удара, тыс. т/км² [12]:

$$\Delta = \frac{\sum_i q_i \times N_i}{S} \quad (22)$$

3. Вычислить среднюю мощность взрывов в ядерном ударе, тыс. т [12]:

$$\bar{q} = \frac{\sum_i q_i \times N_i}{N_{об}} \quad (23)$$

4. По значениям средней мощности взрывов в ядерном ударе $\bar{q}$, плотности ядерного удара Δ и кратности ослабления излучения $K_{осл}$, по таблице А.9 оценить процент радиационных потерь Π_i среди личного состава (населения) на заданной площади C_i .

5. Общие радиационные потери вычисляют по формуле [12]:

$$\Pi_{об} = \sum_{i=1}^m C_i \times \Pi_i \quad (24)$$

где m – число различных условий пребывания личного состава (населения) на загрязненной местности.

Рассмотрим порядок работы с таблицей А.9 «Приближенные значения радиационных потерь при массированных ядерных ударах, в %». В первом столбце таблицы выбирается коэффициент ослабления $K_{осл}$. Во втором столбце выбирается средняя мощность ядерного взрыва q (тыс.т). В верхней строке таблицы выбирается значение плотности ядерного удара Δ (тыс. т/км²). В таблице на пересечении соответствующей строки и столбца указано приближенное значение радиационных потерь при массированных ядерных ударах, в % (рисунок 75).

$K_{осл}$	Средняя мощность взрыва, q , тыс.т	Плотность ядерного удара, Δ тыс. т/км ²													
		0,001	0,002	0,003	0,01	0,02	0,04	0,06	0,08	0,1	0,15	0,2	0,3	0,5	1
1	1	0,5	1	2,6	5,2	11	27	43	56	66	80	87	92	96	98
	10	–	0,9	2,2	4,5	10	21	29	34	39	51	62	66	88	95
	100	–	–	1,2	2,4	4,9	11	15	19	23	30	37	48	63	85
	1 000	–	–	0,6	1,2	2,4	4,8	8	10	12	16	21	30	45	70
	10 000	–	–	–	0,8	1,5	3,1	5	6,5	7,8	12	14	20	29	43
2	1	–	–	–	0,9	1,8	3,6	6	9	12	23	46	78	89	96
	10	–	–	0,9	1,8	3,6	7,2	12	16	21	32	45	64	82	91
	100	–	–	0,6	1,2	2,4	4,8	8	11	14	19	25	34	48	73
	1 000	–	–	–	0,6	1,3	2,5	3,8	5,2	7	10	14	18	27	48
	10 000	–	–	–	–	0,9	1,7	2,6	3,5	4,4	6,5	9	13	20	30

Рисунок 75 – Порядок работы с таблицей А.9 для определения приближенных значений радиационных потерь при массированных ядерных ударах, в %

Компьютерная программа «Оценка радиационных потерь при массированных ядерных ударах» осуществляет расчеты на основании следующих вводимых пользователем исходных данных:

- площадь территории, по которой нанесен ядерный удар (км^2);
- продолжительность облучения (от 12 часов до 4 суток);
- количество групп взрывов (с указанием количества зарядов и их мощности в тротиловом эквиваленте в каждой из групп);
- количество различных условий пребывания личного состава (с указанием коэффициента ослабления и доли личного состава с одинаковым расположением).

На основании исходных данных компьютерная программа «Оценка радиационных потерь при массированных ядерных ударах» позволяет определить:

- плотность ядерного удара (тыс. т/км^2);
- средняя мощность взрыва (тыс. т);
- общие радиационные потери (в %).

В качестве примера с использованием компьютерной программы «Оценка радиационных потерь при массированных ядерных ударах» проведен расчет для следующих исходных данных: определить общие радиационные потери среди работников объекта, расположенного в квадрате нанесения массированного ядерного удара площадью $1\,000\text{ км}^2$. Массированный ядерный удар состоит из одной группы взрывов, трех зарядов мощностью 200 тыс. т каждый. Условия пребывания работников на территории объекта следующие: 50 % – в подвальных укрытиях ($K_{\text{осл}}=400$), 40 % – в двухэтажных каменных зданиях ($K_{\text{осл}}=15$), 10 % – на открытой местности ($K_{\text{осл}}=1$).

Оценка радиационных потерь при массированных ядерных ударах

Площадь территории, по которой нанесён ядерный удар: 1000

Продолжительность облучения, сут.: 4 и более

Количество групп взрывов: 1

i	1
N, ед.	3
q, тыс. т	200

Количество различных условий пребывания л/с: 3

i	1	2	3
K	400	15	1
C, %	50	40	10
П, %	0,2	0,4	65,5

Результат

Плотность ядерного удара: 0,600

Средняя мощность взрыва: 200,000

Общие радиационные потери, %: 6,8

Рисунок 76 – Результаты расчета в компьютерной программе «Оценка радиационных потерь при массированных ядерных ударах»

По результатам расчета удалось оценить следующие параметры (см. рисунок 76):

- плотность ядерного удара – 0,6 тыс. т /км²;
- средняя мощность взрыва – 200 тыс. т;
- общие радиационные потери – 6,8 %.

3.10. Моделирование распространения радиоактивных материалов при авариях на АЭС

Ознакомимся со специализированным программным комплексом «НОСТРАДАМУС», который предназначен для оперативного прогнозирования радиационной обстановки при выбросах радиоактивных материалов во время аварий на АЭС и других ядерных объектах. Система может быть использована для поддержки принятия решений в реальном времени на начальной (острой фазе) радиационной аварии. Организацией-разработчиком программного комплекса «НОСТРАДАМУС» является ИБРАЭ РАН (рисунок 77).

Математическая модель, используемая в указанном программном комплексе, относится к Лагранжево-стохастической модели распространения радионуклидов в атмосфере. Эта модель позволяет проводить моделирование процесса распространения выброса радиоактивных веществ в режиме реального времени.

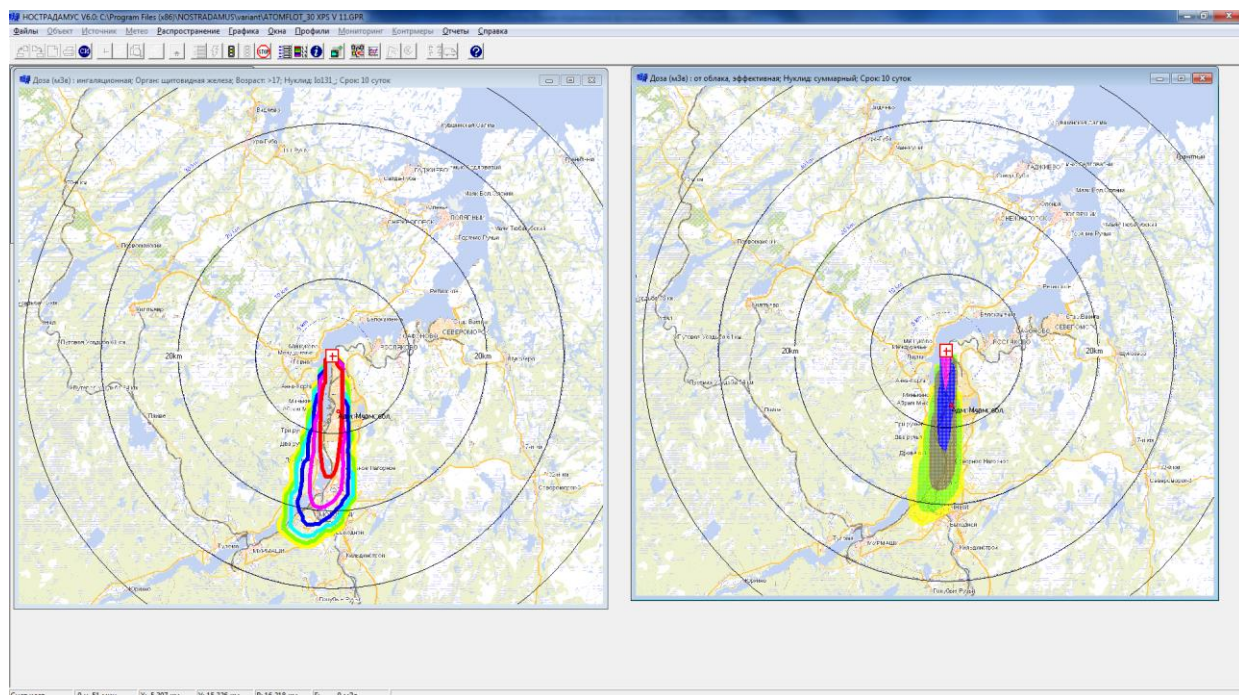


Рисунок 77 – Программный комплекс «НОСТРАДАМУС»

Программный комплекс «НОСТРАДАМУС» позволяет рассчитывать следующие данные:

- мгновенные значения приземных концентраций для каждого радионуклида;
- временные интегралы концентраций;
- мощности дозы и дозы от каждого радионуклида (или суммарные от всех нуклидов) на разные органы, с учетом возрастных групп и по разным путям облучения:
 - внешнее облучение от радиоактивного облака;
 - внешнее облучение от загрязненной поверхности;
 - внутреннее облучение от ингаляционного поступления радионуклидов.

Возможное использование программы: подготовка прогнозной информации при аварийном реагировании; тренинг, обучение, подготовка и проведение деловых игр; расчеты последствий при различных сценариях развития аварийных ситуаций для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии.

Результаты расчета имеют некоторый случайный разброс вокруг среднего значения в силу стохастического характера модели, в которой распространение выброса представляется движением большого количества пробных точек (метод Монте-Карло). Для расчета концентрации радиоактивной примеси в атмосфере используется полуэмпирическое

нестационарное уравнение адвекции-диффузии с учетом неоднородных полей ветра и коэффициента диффузии. Метод решения – метод статистических испытаний (модифицированный метод Монте-Карло).

Исходные данные для расчета:

1. Метеорологические данные: скорость и направление ветра на высоте 10 м (эта величина соответствует стандартному объему данных на приземном уровне, передаваемых метеостанциями и метеопостами Росгидромета (высотный профиль скорости ветра восстанавливается с помощью включенной в код модели пограничного слоя атмосферы); класс устойчивости атмосферы

(если нет информации по классу устойчивости, вводятся синоптические данные для его оценки: время года, суток; облачность, видимость; наличие снежного покрова); интенсивность осадков.

2. Характеристика источника: высота выброса; длительность выброса; полная активность в выбросе; нуклидный состав выброса; скорость гравитационного осаждения аэрозольных частиц; скорость сухого осаждения; коэффициент вымывания осадками.

3. Данные о местности: шероховатость; рельеф (если нет данных, рельеф считается плоским).

Система может быть использована для моделирования распространения выброса любого материала, в том числе токсичных веществ в газовой и/или аэрозольной форме с последующим выпадением на почву, но имеет углубленную ориентацию на объекты атомной энергетики и выбросы радиоактивных веществ в атмосферу. Она содержит базу данных по свойствам радионуклидов (коэффициенты дозового преобразования, периоды полураспада).

Выходными данными системы являются приземные объемные активности нуклидов, плотности радиоактивных выпадений, а также прогнозируемые дозы и мощности дозы от разных нуклидов и по разным путям облучения. Результаты моделирования в процессе расчетов отображаются на карте местности в виде контурных линий уровня или закрашенных областей (рисунок 78).

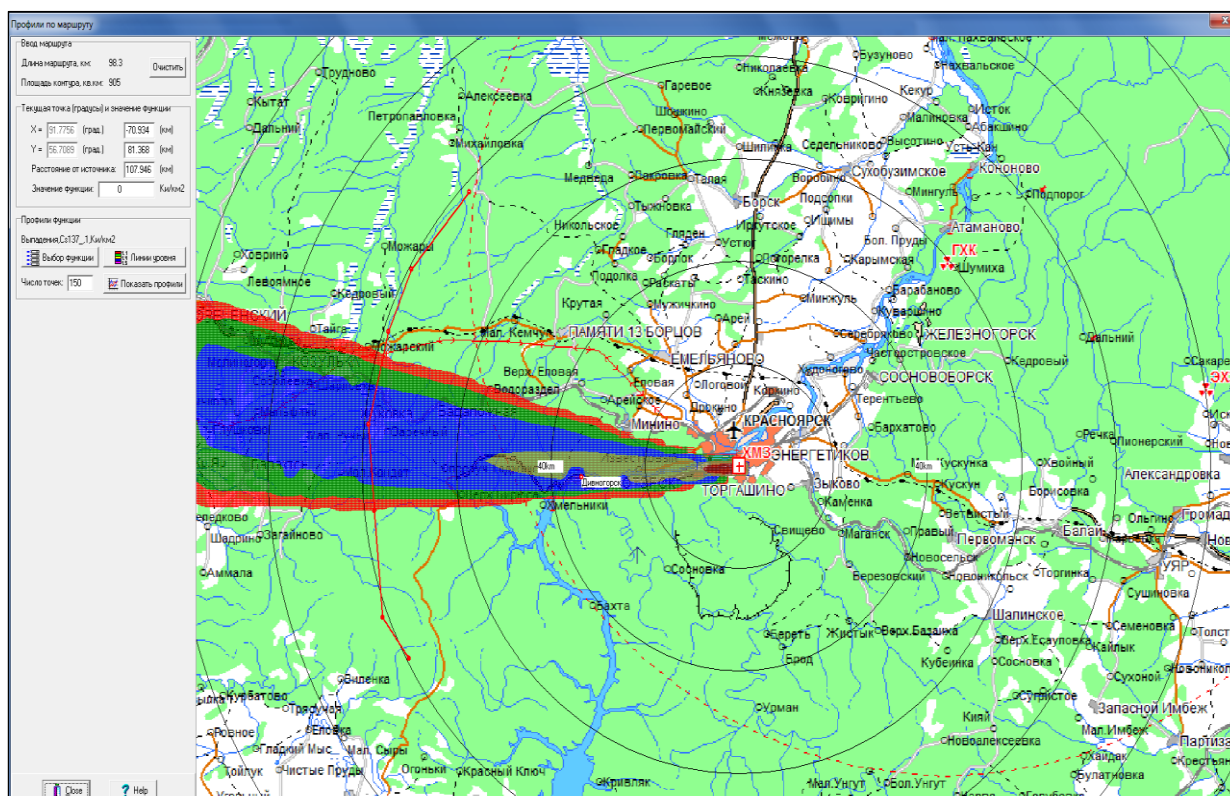


Рисунок 78 – Расчет в программном комплексе «НОСТРАДАМУС»

Программный комплекс «НОСТРАДАМУС» является достаточно сложным, специализированным программным обеспечением, которое в большей степени подходит для деятельности специалистов аварийно-спасательных формирований Росатома. В настоящем учебном пособии программный комплекс «НОСТРАДАМУС» представлен для ознакомления обучающихся с возможностями моделирования.

В ЦУКС главных управлений МЧС России по субъектам РФ данное программное обеспечение используется с применением разработанных и загруженных специалистами Росатома моделей распространения радиоактивных материалов для различных сценариев развития возможных аварий на объектах использования атомной энергии.

3.11. Оценка радиационной обстановки при запроектной аварии на атомной станции

Методика оценки радиационной обстановки при запроектной аварии на атомной станции подробно описана в ГОСТ Р 22.2.11-2018.

Методика предназначена для оценки радиационной обстановки при запроектной аварии на АЭС с реакторами типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 методом прогнозирования.

Радиационная обстановка зависит от типа реактора, количества и радионуклидного состава выброшенных в результате запроектной аварии на АЭС во внешнюю среду радиоактивных веществ, расстояния до АЭС, метеорологических условий, состояния подстилающей поверхности и др. Количество радиоактивных веществ принимается по аналогии с аварией на 4-м блоке Чернобыльской атомной электростанции – 3% от их содержания в активной зоне реактора. Количественный состав выброса радиоактивных веществ, принятый для расчета элементов радиационной обстановки, определен отдельно для каждого радионуклида, %, от его максимального содержания в активной зоне применительно к VII уровню аварии по международной шкале INES. В качестве исходных данных используются либо наиболее вероятные, либо неблагоприятные метеорологические условия.

Компьютерная программа «Методика оценки радиационной обстановки при разрушении ядерного энергетического реактора на атомной станции» осуществляет расчеты на основании следующих вводимых пользователем исходных данных (рисунок 79):

- тип реактора (РБМК-1000, ВВЭР-1000, ВВЭР-440);
- степень вертикальной устойчивости атмосферы (конвекция, изотермия, инверсия);
- скорость ветра (менее 2 м/с, 2 м/с, 3 м/с, 5 м/с).

На основании исходных данных компьютерная программа «Методика оценки радиационной обстановки при разрушении ядерного энергетического реактора на атомной станции» позволяет определить (рисунок 80):

- размеры зон радиоактивного загрязнения местности;
- размеры зон облучения щитовидной железы;
- время начала формирования следа радиоактивного облака;
- мощность дозы внешнего γ -излучения на следе облака;
- плотность радиоактивного загрязнения;
- максимальную объемную активность в приземном слое атмосферы;
- дозу внешнего облучения при прохождении радиоактивного облака;
- дозу внешнего облучения при расположении на следе облака;
- дозу внутреннего облучения при ингаляционном поступлении радиоактивных веществ;
- дозу облучения щитовидной железы;
- дозу внешнего облучения при преодолении следа облака;
- допустимое время начала преодоления следа облака;
- допустимое время пребывания на загрязненной территории;

– допустимое время начала работ на загрязненной территории.

Исходными данными для оценки радиационной обстановки является дополнительная информация, которую приводят отдельно при рассмотрении каждой конкретной задачи.

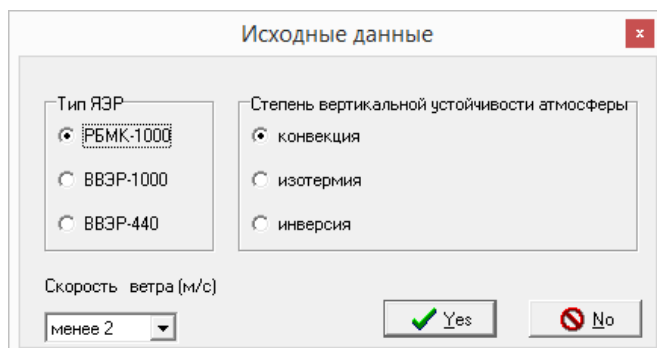


Рисунок 79 – Исходные данные в компьютерной программе «Методика оценки радиационной обстановки при разрушении ядерного энергетического реактора на атомной станции»

В качестве примера в компьютерной программе произведен расчет для следующей задачи: оценить радиационную обстановку при разрушении ядерного энергетического реактора на атомной станции типа ВВЭР-1000. Метеоусловия: конвекция, скорость ветра 2 м/с.

Зоны радиоактивного загрязнения представляют собой участки местности, ограниченные изолиниями доз внешнего облучения, которые может получить незащищенное население при открытом расположении за промежутки времени, определяемые с момента начала выброса радиоактивных веществ (время формирования заданной дозы облучения).



Рисунок 80 – Интерфейс компьютерной программы «Методика оценки радиационной обстановки при разрушении ядерного энергетического реактора на атомной станции»

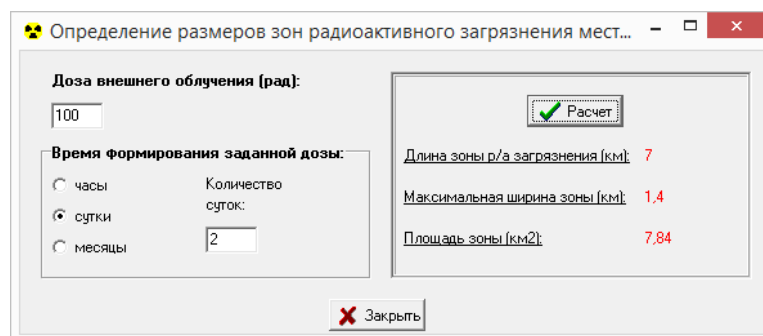


Рисунок 81 – Результаты определения размеров радиоактивного загрязнения местности в компьютерной программе «Методика оценки радиационной обстановки при разрушении ядерного энергетического реактора на атомной станции»

В соответствующем разделе компьютерной программы «Определение размеров зон радиоактивного загрязнения местности» вводится дополнительная информация. В примере произвели определение размеров зон радиоактивного загрязнения при дозе внешнего облучения 100 рад и времени формирования заданной дозы – 2 суток.

В результате расчета определили длину (7 км), ширину (1,4 км) и площадь зоны радиоактивного загрязнения (7,84 км²) в результате аварии (см. рисунок 81).

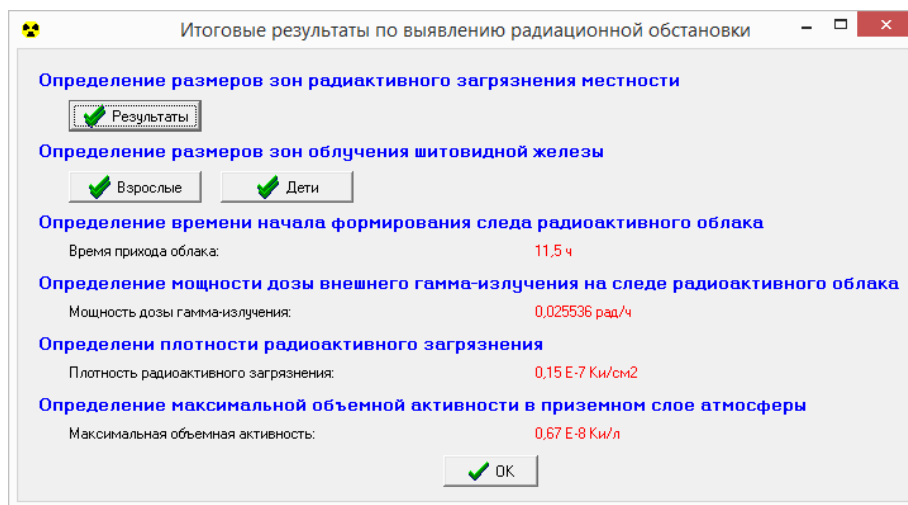


Рисунок 82 – Результаты расчета в компьютерной программе «Методика оценки радиационной обстановки при разрушении ядерного энергетического реактора на атомной станции»

3.12. Методические материалы для проведения практического занятия «Оценка опасности источника ионизирующего излучения»

Во второй главе учебного пособия рассматривались вопросы организация мониторинга и контроля радиационной обстановки. Данное практическое задание «Оценка опасности источника ионизирующего излучения» связано с этим направлением и направлено на формирование навыков анализа возможностей используемых систем мониторинга исходя из различного радионуклидного состава возможных источников.

В рамках проведения практического занятия «Оценка опасности источника ионизирующего излучения» перед обучающимися ставятся следующие задачи:

1. Описать исследуемый радиоизотоп (по смыслу то же самое, что и «нуклид», «радионуклид» и «радиоактивный элемент»).
2. Рассчитать значение активности A (в Бк, кБк или Ки) некоторого точечного источника ионизирующего излучения, для которого известно, что он создает радиоактивную зону с заданной мощностью дозы γ -излучения P (в мкЗв/ч) на определенном расстоянии R (в м) (рисунок 83).

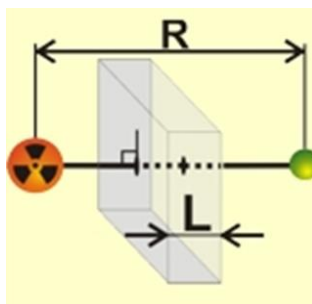


Рисунок 83 – Схема проведения эксперимента с точечным источником ионизирующего излучения

3. Оценить моделируемую ситуацию с использованием полученного значения активности источника ионизирующего излучения A по международной шкале ядерных и радиологических событий INES.

4. Построить на графике зависимость $F=A(R)$ увеличения прогнозируемой активности $A_{пр}$ для некоторого точечного источника ионизирующего излучения, при изменении расстояния R и неизменной заданной изначально мощности дозы γ -излучения $P=const$. Показать на полученном графике участки функции $F=A(R)$, соответствующие различным уровням ожидаемых радиационных последствий по международной шкале INES (0-3, 4, 5, 6, 7).

5. Выполнить сравнительный анализ полученных результатов исследования по трем различным радиоизотопам. В том числе сравнить полученные графики зависимостей. Выполнить совместный график по исследуемым радионуклидам.

6. Оформить полученные результаты в виде отчета о проведении исследования (титульный лист, введение, содержание, основная часть, заключение, список использованной литературы). Результаты исследования на каждом этапе сопровождать необходимыми рисунками, скриншотами, пояснениями и выводами. Построить графики. Требования к оформлению отчета (шрифт, поля, отступы, интервалы, подпись рисунков и т.д.) – в соответствии с Положением о выпускной квалификационной работе.

7. Представить готовый отчет на проверку в срок до _____.

Варианты заданий представлены в таблице 7.

Таблица 7 – Варианты заданий

№ п/п	Радионуклиды	Мощность дозы P , мкЗв/ч	Расстояние R , м
1.	Te-132, U-238, Ir-192	0,11	0,0108

№ п/п	Радионуклиды	Мощность дозы Р, мкЗв/ч	Расстояние R, м
2.	Ru-106, Am-241, P-32	0,12	0,0538
3.	I-131, Pu-239, Co-60	0,13	0,1076
4.	Co-60, Cs-134, H-3	0,14	0,538
5.	U-235, H-3, Cs-137	0,15	1,076
6.	Pu-239, H-3, Ru-106	0,16	5,38
7.	H-3, U-235, Te-132	0,17	6,456
8.	Sr-90, H-3, Ru-106	0,18	7,532
9.	Ru-106, P-32, Mo-99	0,19	8,608
10.	P-32, U-235, Pu-239	0,2	9,684
11.	Mn-54, Pu-239, Co-60	0,21	10,76
12.	Co-60, Te-132, I-131	0,22	21,52
13.	U-прир., Pu-239, H-3	0,23	32,28
14.	Am-241, Te-132, Cs-134	0,24	43,04
15.	P-32, Sr-90, U-235	0,25	53,8
16.	U-235, U-прир., Mo-99	0,26	107,6
17.	Ir-192, I-131, U-235	0,27	215,2
18.	Ru-106, Cs-134, P-32	0,28	322,8
19.	Pu-239, Pu-239, Mn-54	0,29	430,4
20.	Cs-137, Mn-54, U-238	0,3	538
21.	Cs-137, Mn-54, I-131	0,31	645,6
22.	Ru-106, Mo-99, Sr-90	0,32	753,2
23.	P-32, U-прир., P-32	0,33	860,8
24.	Mn-54, Pu-239, H-3	0,34	968,4
25.	Ru-106, H-3, U-прир.	0,35	1076
26.	Co-60, H-3, U-прир.	0,36	0,0094
27.	Mo-99, H-3, U-прир.	0,37	0,0471
28.	Ir-192, Ru-106, Ir-192	0,38	0,0941
29.	Co-60, Sr-90, P-32	0,39	0,4705
30.	Am-241, U-235, P-32	0,4	0,941
31.	U-235, Cs-134, Mo-99	0,41	4,705
32.	Ru-106, Am-241, Sr-90	0,42	5,646
33.	Te-132, Cs-137, Cs-134	0,43	6,587
34.	U-238, Te-132, Ir-192	0,44	7,528
35.	Pu-239, Cs-137, Ir-192	0,45	8,469
36.	Pu-239, I-131, Am-241	0,46	9,41
37.	Mn-54, Ru-106, Sr-90	0,47	18,82
38.	Co-60, I-131, Sr-90	0,48	28,23
39.	Ir-192, I-131, P-32	0,49	37,64
40.	H-3, Cs-137, Am-241	0,5	47,05
41.	Mn-54, U-прир., Cs-137	0,51	94,1
42.	P-32, Ir-192, U-235	0,52	188,2
43.	Ir-192, Cs-134, Mo-99	0,53	282,3
44.	U-235, Ir-192, Am-241	0,54	376,4
45.	Ir-192, Cs-134, Pu-239	0,55	470,5
46.	U-235, Cs-137, U-238	0,56	564,6
47.	Cs-134, U-238, H-3	0,57	658,7
48.	Mo-99, Cs-137, Te-132	0,58	752,8
49.	Mn-54, Cs-137, P-32	0,59	846,9
50.	Am-241, Ir-192, Sr-90	0,6	941

№ п/п	Радионуклиды	Мощность дозы Р, мкЗв/ч	Расстояние R, м
51.	Co-60, Am-241, Mo-99	0,61	0,0122
52.	U-прир., Ir-192, Mn-54	0,62	0,0611
53.	Cs-137, U-238, Cs-134	0,63	0,1222
54.	I-131, Te-132, Cs-137	0,64	0,611
55.	Am-241, U-прир., U-238	0,65	1,222
56.	Pu-239, U-238, Mo-99	0,66	6,11
57.	Am-241, Sr-90, U-235	0,67	7,332
58.	U-238, Ir-192, Cs-134	0,68	8,554
59.	Am-241, U-235, Mn-54	0,69	9,776
60.	Ir-192, Te-132, Ru-106	0,7	10,998
61.	Mo-99, I-131, H-3	0,71	12,22
62.	Te-132, Cs-134, Pu-239	0,72	24,44
63.	U-235, Cs-134, Cs-137	0,73	36,66
64.	Ru-106, Pu-239, U-235	0,74	48,88
65.	Mo-99, U-прир., Ru-106	0,75	61,1
66.	H-3, Sr-90, Pu-239	0,76	122,2
67.	Sr-90, H-3, Co-60	0,77	244,4
68.	Ir-192, Pu-239, Te-132	0,78	366,6
69.	Co-60, U-238, Cs-134	0,79	488,8
70.	U-235, Sr-90, U-238	0,8	611
71.	Pu-239, Ir-192, U-235	0,81	733,2
72.	Pu-239, I-131, Sr-90	0,82	855,4
73.	U-прир., Cs-137, Mo-99	0,83	977,6
74.	Te-132, Am-241, Ir-192	0,84	1099,8
75.	Ir-192, U-прир., U-235	0,85	1222
76.	H-3, Ir-192, Ru-106	0,86	0,0103
77.	I-131, Pu-239, U-прир.	0,87	0,0515
78.	Te-132, U-прир., Mn-54	0,88	0,1029
79.	Ru-106, Sr-90, Am-241	0,89	0,5145
80.	Te-132, Pu-239, Co-60	0,9	1,029
81.	Mn-54, Sr-90, Ir-192	0,91	5,145
82.	U-235, Am-241, Pu-239	0,92	6,174
83.	Am-241, Ru-106, Mn-54	0,93	7,203
84.	U-прир., Am-241, Pu-239	0,94	8,232
85.	Sr-90, Mn-54, Am-241	0,95	9,261
86.	Mn-54, Am-241, Pu-239	0,96	10,29
87.	Pu-239, U-238, U-прир.	0,97	20,58
88.	I-131, U-238, Mo-99	0,98	30,87
89.	U-235, Cs-134, P-32	0,99	41,16
90.	Pu-239, Ru-106, Cs-137	1	51,45
91.	Mo-99, Ru-106, U-прир.	1,01	102,9
92.	U-прир., P-32, Pu-239	1,02	205,8
93.	Mn-54, Am-241, Ir-192	1,03	308,7
94.	U-238, Am-241, U-235	1,04	411,6
95.	H-3, Sr-90, Pu-239	1,05	514,5
96.	Mn-54, P-32, Cs-137	1,06	617,4
97.	U-прир., Mo-99, Am-241	1,07	720,3
98.	Pu-239, U-прир., Am-241	1,08	823,2
99.	H-3, U-235, Co-60	1,09	926,1

№ п/п	Радионуклиды	Мощность дозы Р, мкЗв/ч	Расстояние R, м
100.	Mo-99, U-238, P-32	1,1	1029
101.	Am-241, Cs-137, Pu-239	1,11	0,0084
102.	Mo-99, Co-60, Ru-106	1,12	0,0418
103.	Am-241, Pu-239, I-131	1,13	0,0836
104.	Mo-99, Ru-106, Sr-90	1,14	0,418
105.	U-235, Am-241, Cs-134	1,15	0,836

Рассмотрим теоретическое содержание вопросов практического занятия.

В соответствии с рекомендациями МЧС России [6] к числу значимых радионуклидов при организации контроля радиационной обстановки относятся I-131, Cs-137 и Pu-239.

Рассмотрим на примере из чего может складываться оценка опасности источника ионизирующего излучения.

Для того, чтобы проанализировать зависимость активности A для указанных радионуклидов от расстояния X , на котором они создают радиоактивные зоны с мощностью дозы D равной 10^{-7} Зв/ч, находят соответствующие зависимости $F_n = A_n(X_n)$.

Подобные расчеты можно произвести в компьютерной программе для быстрого расчета доз внутреннего и внешнего облучения («РДО»), разработанной автономной некоммерческой организацией «Центр анализа безопасности энергетики при ИБРАЭ РАН» на основе Инструкции МАГАТЭ [7] (рисунок 84).

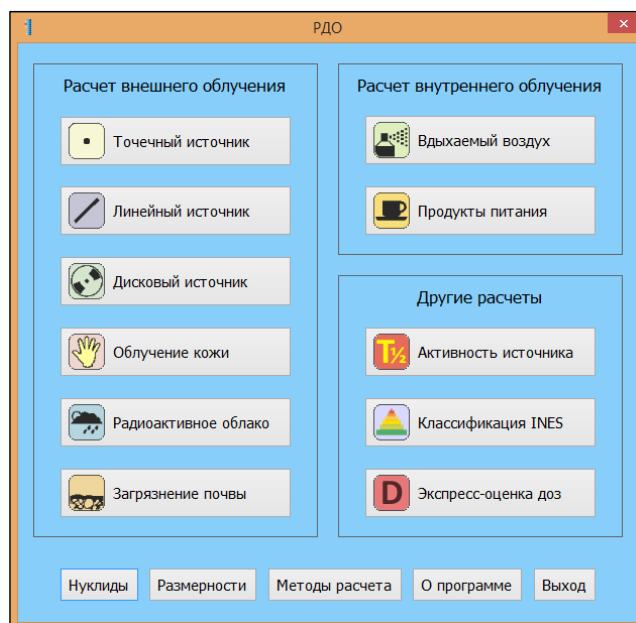


Рисунок 84 – Компьютерная программа для быстрого расчета доз внутреннего и внешнего облучения («РДО»)

Результаты расчета, полученные для различных расстояний X (от 1 мм до 2 км), представлены в таблице 8.

Таблица 8 – Расчетные значения активности A (в кБк) исследуемых радиоизотопов на расстоянии X при измеренной мощности дозы в данной точке равной 10^{-7} Зв/ч

Изотоп	Расстояние X , м							
	0,001	0,01	0,1	1	10	100	1 000	2 000
I-131	1,61E-03	1,61E-01	1,61E+01	1,61E+03	1,61E+05	1,61E+07	1,61E+09	3,80E+20
Cs-137	1,05E-03	1,05E-01	1,05E+01	1,05E+03	1,05E+05	1,05E+07	1,05E+09	2,11E+18
Pu-239	2,94E-02	2,94E+00	2,94E+02	2,95E+04	2,95E+06	2,95E+08	2,95E+10	2,67E+244

Проанализируем структуру и содержание таблицы на примере. Например, если дозиметрическое оборудование фиксирует наличие области с мощностью дозы 10^{-7} Зв/ч, предположительно созданной техногенным источником ионизирующего излучения, то на расстоянии всего $X=1$ км от данной области предположительно может располагаться источник типа I-131, Cs-137 или Pu-239 с активностью порядка $10^9 \dots 10^{10}$ кБк (на основании данных в таблице 8). На основании полученного значения активности радионуклида в составе источника ионизирующего излучения оцениваются возможные последствия по международной шкале ядерных и радиологических событий INES (рисунок 85).

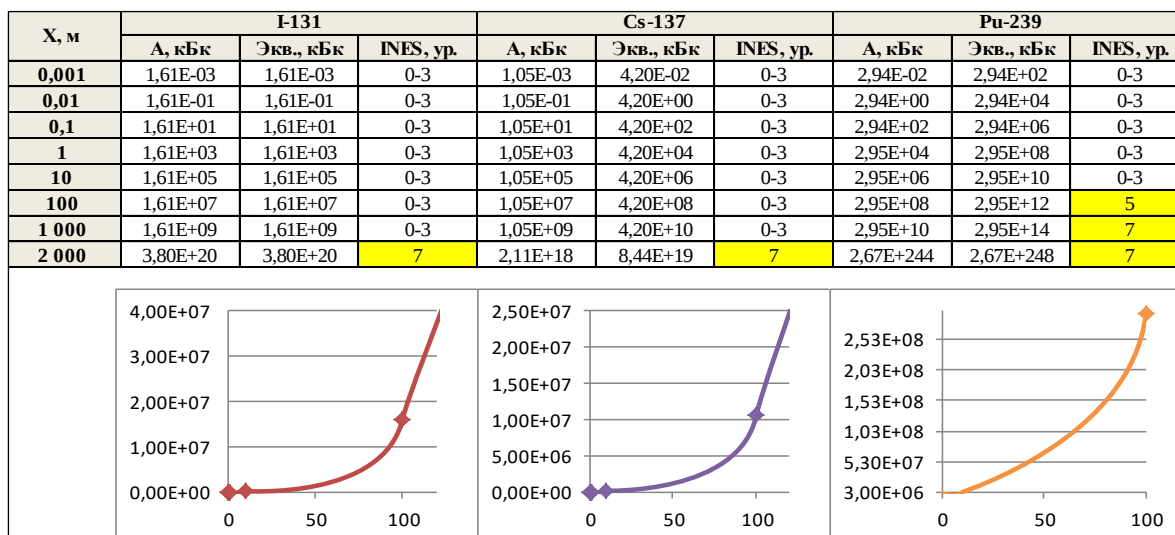


Рисунок 85 – Оценка ожидаемых последствий по международной шкале INES на основе полученной активности A (в кБк) и графики зависимостей $F_n = A_n(X_n)$ для исследуемых радионуклидов I-131, Cs-137, Pu-239

На рисунке 85 цветом выделены ячейки с уровнем ожидаемых последствий по международной шкале INES выше 0-3, которые соотнесены с расстоянием X от источника ионизирующего излучения. Например, источник Pu-239 с активностью, соответствующей 5 уровню ожидаемых радиационных последствий по международной шкале INES (при котором уже потребуются защитные мероприятия, локальное укрытие и/или эвакуация), создает на расстоянии всего $X=100$ м зону с минимальной мощностью дозы для идентификации системой мониторинга радиационной обстановки. Другими словами, имеющиеся пункты наблюдения системы мониторинга радиационной обстановки (соответствующие предъявляемым требованиям к чувствительности дозиметрического оборудования) должны располагаться на расстоянии не более $(R+100)$ м от потенциального источника ионизирующего излучения, чтобы зафиксировать его наличие.

Заметим, что менее активные источники ионизирующего излучения I-131 и Cs-137 необходимо детектировать на удалении не более $(R+1)$ км. Если на удалении $(R+2)$ км и более от такого источника ионизирующего излучения создается зона с мощностью дозы 10^{-7} Зв/ч (0,1 мкЗв/ч), то по международной шкале INES ожидаемые последствия соответствуют уже 7 (максимальному) уровню. При таком радиационном инциденте потребуются экстренные защитные меры, ожидаются стохастические последствия для здоровья на обширной территории и прогнозируются долгосрочные экологические последствия.

Пример выполнения практического задания.

В качестве примера выполнения практического задания с помощью программы «РДО» рассчитывается значение активности A (кБк) точечных источников ионизирующего излучения (вариант №84: уран природный, америций-241 и плутоний-239), которые по условиям задачи создают зоны с одинаковой мощностью дозы γ -излучения P (0,94 мкЗв/ч) на расстоянии R (8,23 м).

В программе «РДО» выбирается раздел «Точечный источник» (рисунок 86).

Для выбранных радиоизотопов в разделе меню «Активность» заполняются исходные данные для расчета в соответствии с вариантом задания (рисунок 87).

Результаты расчета активности для исследуемых радиоизотопов представлены на рисунке 88.

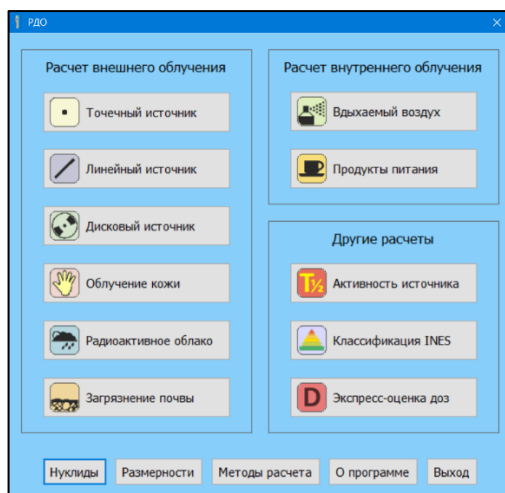


Рисунок 86 – Главное меню программы «РДО»

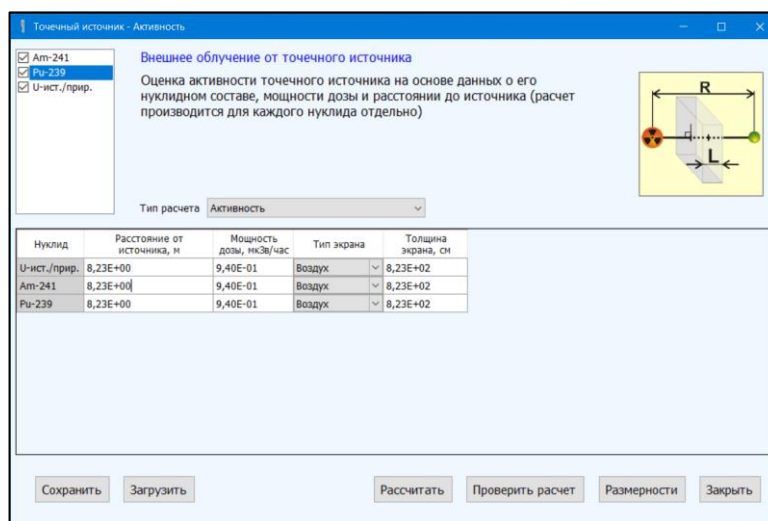


Рисунок 87 – Окно программы для оценки активности точечного источника на основе данных о его нуклидном составе, мощности дозы и расстоянии до источника

Нуклид	Активность, кБк	Расстояние от источника, м	Мощность дозы, мкЗв/час	Тип экрана	Толщина экрана, см
U-ист./прир.	4,24E+06	8,23E+00	9,40E-01	Воздух	8,23E+02
Am-241	3,77E+06	8,23E+00	9,40E-01	Воздух	8,23E+02
Pu-239	1,71E+08	8,23E+00	9,40E-01	Воздух	8,23E+02

Рисунок 88 – Результат оценки активности точечного источника

В главном меню программы выбирается раздел «Классификация INES», где выбираются исследуемые радиоизотопы и заполняются исходные данные в виде полученных ранее значений активности источника. Результаты расчета представлены на рисунке 89.

Нуклид	Эквивалентность по I-131, кБк	Классификация INES	Активность радионуклида в выбросе, кБк
U-ист./прир.	4,24E+09	0-3	4,24E+06
Am-241	3,02E+10	0-3	3,77E+06
Pu-239	1,71E+12	5	1,71E+08
Сумма	1,74E+12	5	

Рисунок 89 – Результат оценки опасности источника по международной шкале ядерных и радиологических событий INES

Для нахождения приблизительных границ перехода на различные уровни классификации INES для исследуемого источника описанный выше

порядок действий производится не менее 30 раз. Результаты вычислений для настоящих радиоизотопов U-прир., Am-241, Pu-239 (при постоянной мощности 0,94 мкЗв/ч и при различных расстояниях от источника) приведены в таблице 9.

Таблица 9 – Границы уровней ожидаемых радиационных последствий по международной классификации INES при $P=\text{const}=0,94$ мкЗв/ч

Уровень по классификации и INES	Активность радионуклида в выбросе на границах зон, кБк					
	U-прир.		Am-241		Pu-239	
	Начало зоны	Конец зоны	Начало зоны	Конец зоны	Начало зоны	Конец зоны
0-3	0	4,98E+07 при 28,2 м	0	6,23E+06 при 9,81 м	0	4,97E+06 при 2,88 м
4	5,02E+07 при 28,3 м	4,99E+08 при 89,2 м	6,25E+06 при 9,82 м	6,20E+07 при 19,5 м	5,02E+06 при 2,89 м	4,99E+07 при 6 м
5	5,00E+08 при 89,3 м	4,98E+09 при 282 м	6,32E+07 при 19,6 м	6,23E+08 при 32,8 м	5,02E+07 при 6,01 м	4,89E+08 при 10,4 м
6	5,02E+09 при 283 м	4,99E+10 при 892 м	6,33E+08 при 32,9 м	6,17E+09 при 48,6 м	5,12E+08 при 10,5 м	4,81E+09 при 15,8 м
7	5,00E+10 при 893 м	-	6,26E+09 при 48,7 м	-	5,01E+09 при 15,9 м	-

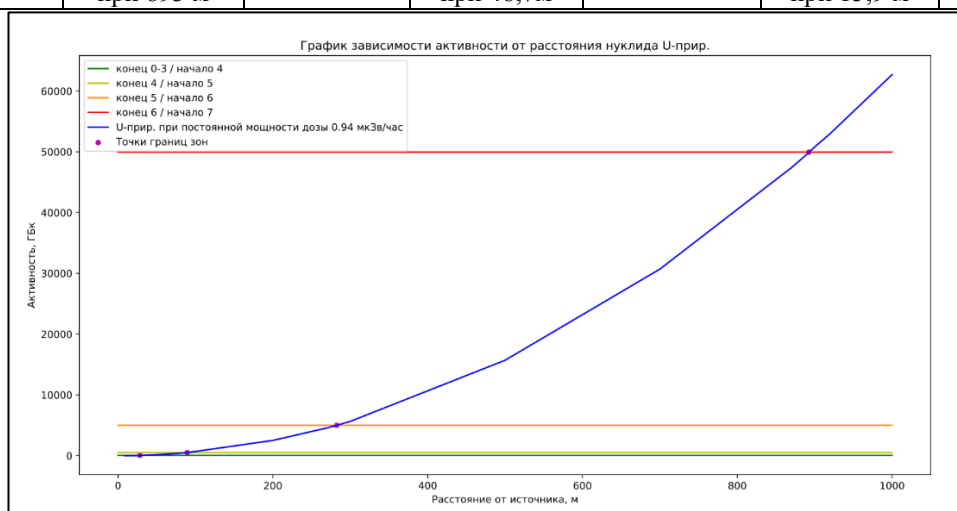


Рисунок 90 – График $F=A(R)$ для нуклида U-прир.

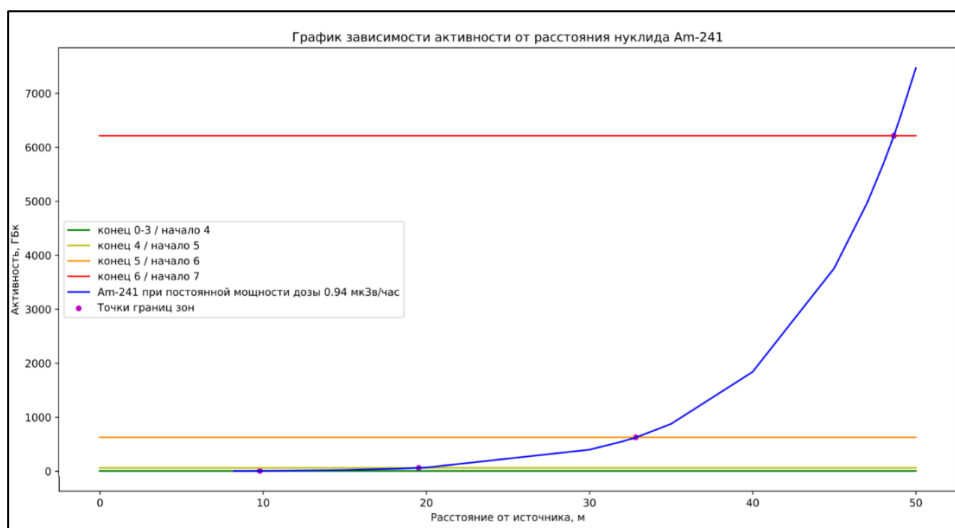


Рисунок 91 – График $F=A(R)$ для нуклида Am-241

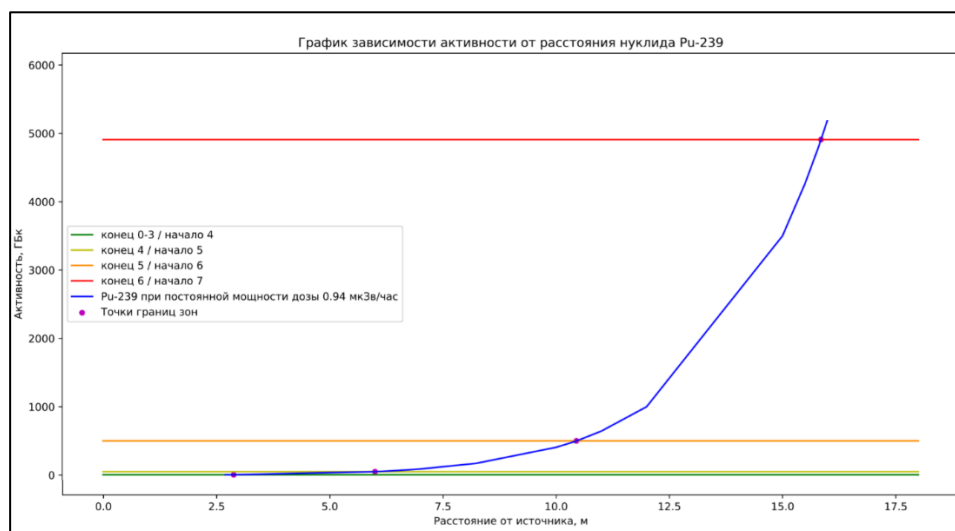


Рисунок 92 – График $F=A(R)$ для нуклида Pu-239

Примеры построения графиков зависимости активности от расстояния $F=A(R)$ для нуклидов U-прир., Am-241, Pu-239 с обозначением различных уровней ожидаемых радиационных последствий по международной шкале ядерных и радиологических событий INES представлены на рисунках 90-92.

Пример совмещенного графика для трех исследуемых радионуклидов представлен на рисунке 93.

С использованием программы «РДО» был проведен анализ данных в условиях проводимого эксперимента (при постоянной мощности дозы 0,94 мкЗв/ч, которую создают источники ионизирующего излучения на различном расстоянии) и в сравнении показана различная потенциальная опасность исследуемых радиоизотопов. На основе анализа полученных

графиков сделан вывод, что из исследуемых радиоизотопов наибольшую опасность представляет Pu-239, наименьшую опасность U-прир.

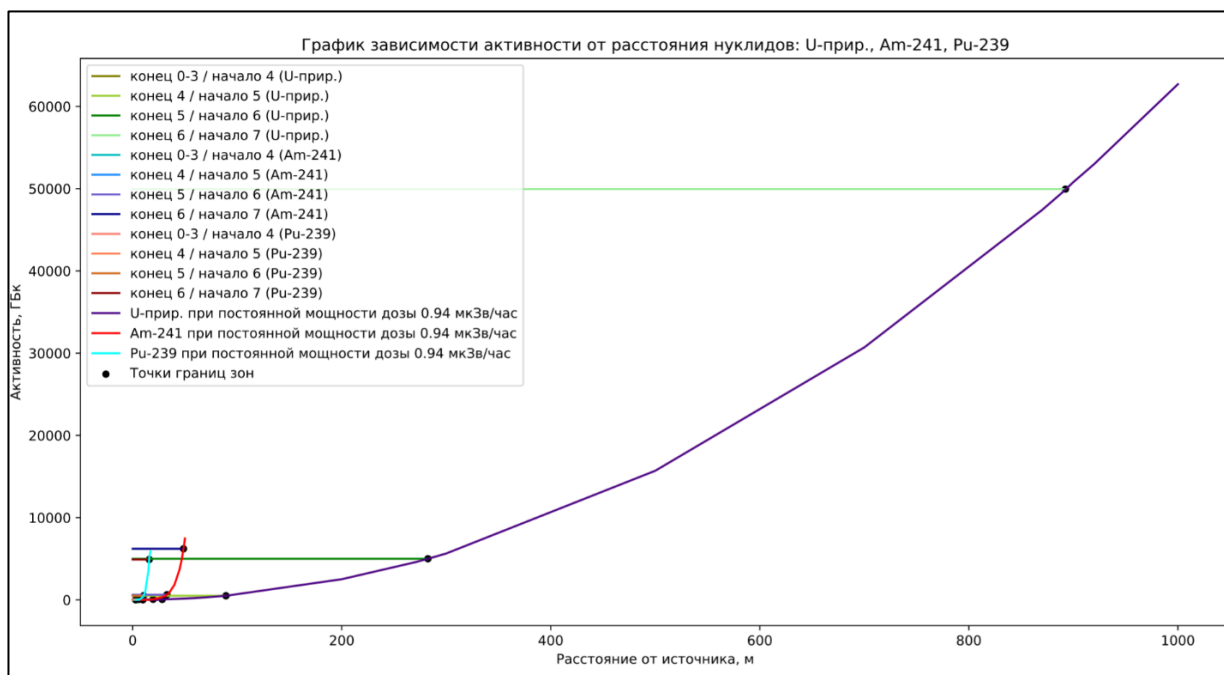


Рисунок 93 – Графики $F=A(R)$ для исследуемых радионуклидов

Расчетным путем получены расстояния, на которых необходимо располагать дозиметрические системы для обнаружения источников ионизирующего излучения на основе U-прир., Am-241, Pu-239. Например, для обнаружения зоны с мощностью дозы 0,94 мкЗв/ч, создаваемой источником Pu-239, необходимо размещать систему дозиметрического контроля таким образом, чтобы обнаруживающая способность данной системы позволяла идентифицировать изменение мощности дозы на заданную величину на расстоянии не более 16 м от источника.

3.13. Методические материалы для проведения практического занятия «Обоснование порядка эвакуации работников (личного состава) объекта в условиях радиационной опасности»

При проведении практического занятия обучающимся требуется на основе расчетных данных обосновать оптимальный порядок эвакуации работников (личного состава) выбранного объекта при реализации различных сценариев агрессии условного противника с применением современных средств поражения. Для этого:

На первоначальном этапе оценить характер и масштаб возможных угроз со стороны потенциального противника с применением ядерного оружия, определить возможные опасные зоны, спрогнозировать параметры

поражающих факторов и оценить радиационную обстановку вследствие реализации нескольких различных сценариев развития обстановки (неблагоприятный, опасный, чрезвычайно опасный) в зависимости от степени последствий.

На следующем этапе получить расчетные данные о количестве общих, санитарных и безвозвратных радиационных потерь в различных условиях, обосновать рациональный комплекс защитных мероприятий на территории выбранного объекта.

На заключительном этапе на основе результатов прогнозирования и моделирования возможной обстановки, определить безопасный район размещения и обосновать оптимальный порядок эвакуации (рассредоточения) работников (личного состава) выбранного объекта.

Формирование вариантов заданий осуществляется следующим образом.

Объект – может выбираться произвольно.

Численность людей на территории объекта – в соответствии с приблизительными реальными данными.

Условный противник и тип используемой ядерной боеголовки – на выбор, возможные варианты (в скобках указаны ядерные боеголовки, стоящие на вооружении армии страны):

- США (B61 Mod.3, B61 Mod.4, B61 Mod.7, B61 Mod.11, B61 Mod.12, W76/Mk4, W78/Mk12A, W80-1, B83, W87/Mk21, W88/Mk5);

- Франция (M51 (TT-75), ASMP-A (TN-81));

- КНР (DF-21A, JL-2, DF-26, DF-31, DF-41, DF-5B);

- Великобритания (UGM-133A Трайдент II (D5) (боевая часть: W88 и W76));

- Индия («Агни-1», «Агни-2», «Агни-3», «Агни-5», K-15 Sagarika, «Притхви-3»);

- Пакистан («Babur», «Ra'ad», «Shaheen-II»);

- КНДР (Hwasong-14).

Информация о тактико-технических характеристиках указанных ядерных боеголовок и возможных средствах доставки представлена в открытом доступе в сети Интернет по простым поисковым запросам.

Мощность заряда – выбирается в соответствии с информацией о тактико-технических характеристиках выбранной ядерной боеголовки.

Средство доставки ядерного заряда – на выбор: баллистические ракеты подводных лодок, подвижные грунтовые ракетные комплексы, межконтинентальные баллистические ракеты, самолеты-бомбардировщики.

Вероятные цели противника – любые политические, промышленные, инфраструктурные, социально-значимые, потенциально-опасные объекты или объекты экономики (рекомендуется выбрать не менее 3-4).

Вид ядерного взрыва – на выбор: наземный, воздушный.

Скорость и направление среднего ветра – произвольные.

Условия пребывания людей – произвольные (в %), по категориям типа «на открытой местности», «в административных зданиях», «в автомобильном транспорте» и подобное.

Предлагается оформить полученные результаты в виде отчета (титульный лист, введение, содержание, основная часть, заключение, список использованной литературы). Результаты исследования на каждом этапе сопровождать необходимыми рисунками, скриншотами, пояснениями и выводами. Требования к оформлению отчета (шрифт, поля, отступы, интервалы, подпись рисунков и т.д.) – в соответствии с Положением о выпускной квалификационной работе. Представить готовый отчет в срок до _____.

Далее рассмотрим пример проведения расчетов и оформления результатов.

Исходные данные:

Объект защиты – ФГБОУ ВО Сибирская пожарно-спасательная академия ГПС МЧС России (далее – Академия).

Численность личного состава Академии – 1 000 чел.

Условный противник – США.

Применяемое ядерное оружие – боеголовка типа W87/Mk21 в составе межконтинентальной баллистической ракеты LGM-118.

Мощность ядерного заряда – 200 кт.

Вероятные цели противника – 3 (ФГУП «Горно-химический комбинат», АО «Информационный спутниковые системы имени академика М.Ф. Решетнева», АО «Производственное объединение «Электрохимический завод»).

Вид ядерного взрыва – наземный.

Скорость среднего ветра 10 км/ч.

Условия пребывания личного состава на момент внезапного нанесения ядерного удара – 15 % личного состава находятся на открытой местности, 60 % в административных зданиях и 25 % в автомобильном транспорте (в качестве примера в данном случае взяты некоторые случайные показатели размещения личного состава на территории объекта).

Оценка возможной обстановки на территории Академии, исходя из размеров зон радиоактивного загрязнения местности.

Для определения размеров зон радиоактивного загрязнения местности применена компьютерная программа с исходными данными по виду взрыва (наземный, воздушный, подземный, на водной преграде), мощности взрыва (от 0,01 до 10 000 тыс. тонн в тротиловом эквиваленте) и скорости среднего ветра (от 10 до 100 км/ч) в зависимости от моделируемой обстановки.

При формировании базовых сценариев в дальнейшем рассматривается складывающаяся неблагоприятная внешнеполитическая обстановка, связанная с целями условного противника по уничтожению критически важных

для экономики Российской Федерации объектов, таких как:

1. ФГУП «Горно-химический комбинат» (предприятие Государственной корпорации «Росатом»).

2. АО «Информационные спутниковые системы имени академика М.Ф. Решетнева», входящее в Государственную корпорацию «Роскосмос».

3. АО «Производственное объединение «Электрохимический завод» – предприятие Топливной компании «ТВЭЛ», входящей в Государственную корпорацию по ядерной энергии «Росатом».



Рисунок 94 – Вид термоядерной боеголовки типа W87 в составе межконтинентальной баллистической ракеты LGM-118 и общий сценарий применения

Примем за исходную информацию вариант агрессии США с использованием межконтинентальной баллистической ракеты в ядерном снаряжении с боеголовкой типа W87/Mk21 (см. рисунок 94).

Основные тактико-технические характеристики ядерного вооружения:
Дальность применения в пределах 5,5 тыс. км.

Мощность ядерного заряда 200 кт в тротиловом эквиваленте.

Масса боеголовки от 220 до 260 кг, длина 1,75 м, диаметр в районе хвостовой части 0,55 м, угол раствора конуса 16,4°.

Круговое вероятное отклонение (КВО) в составе ракеты-носителя LGM-118 – 90 м.

Ядерные боеголовки типа W87 произведены в США в количестве 525 образцов.

На следующем этапе определяются несколько различных сценариев развития обстановки, в зависимости от удаленности территории Академии от условной точки применения рассматриваемого типа ядерного вооружения. Выбор точки применения, безусловно, зависит от целей условного противника, но на данном этапе поражение конкретных объектов может не рассматриваться, требуется оценить только расстояние от территории Академии до точки ядерного удара.

Очевидно, что степень опасности будет различной в зависимости от того в какой зоне радиоактивного загрязнения окажется территория Академии после ядерного взрыва.

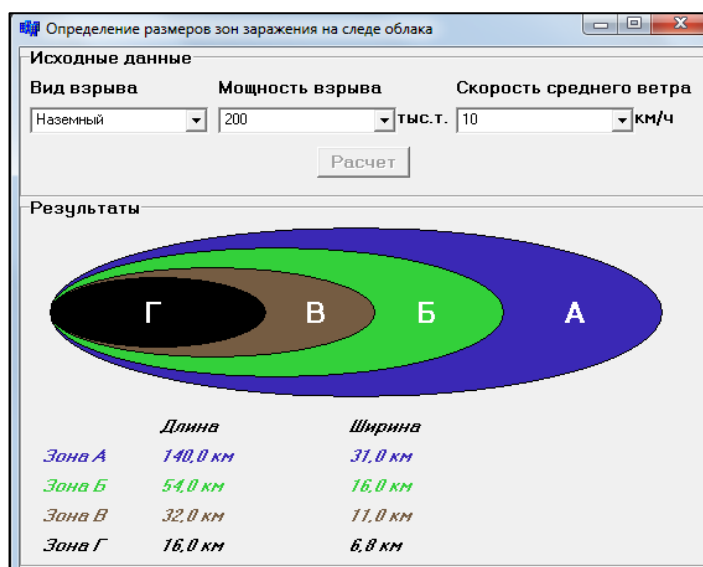


Рисунок 95 – Результаты расчета размеров зон радиоактивного загрязнения местности в результате применения МБР LGM-118 с боеголовкой типа W87/Mk21

Для расчета в компьютерной программе выбраны следующие исходные данные по определению размеров зон загрязнения: тип взрыва – наземный, мощность 200 кт в тротиловом эквиваленте, скорость среднего ветра 10 км/ч (см. рисунок 95). По результатам расчета при одиночном ядерном ударе

прогнозируется возникновение следующих опасных зон радиоактивного загрязнения местности:

зона «Г» длиной 16 км, шириной 6,8 км, площадью 109 км²;

зона «В» длиной 32 км, шириной 11 км, площадью 352 км²;

зона «Б» длиной 54 км, шириной 16 км, площадью 864 км²;

зона «А» длиной 140 км, шириной 31 км, площадью 4 340 км².

Исходя из полученных промежуточных результатов для моделирования возможной обстановки рассмотрим два базовых сценария:

Первый – «наиболее опасный» – попадание территории Академии в зону «Г» (точка применения термоядерной боеголовки типа W87 на расстоянии 8 км от Академии).

Второй – «наиболее вероятный» – попадание территории Академии в зону «А» (точка применения термоядерной боеголовки типа W87 на расстоянии 70 км от Академии).

Модели развития обстановки по различным базовым сценариям, в зависимости от удаленности Академии от точки применения ядерного вооружения, представлены на рисунке 96.



Рисунок 96 – Модели развития обстановки по различным базовым сценариям в зависимости от удаленности Академии от точки применения ядерного вооружения

На данном этапе можно сделать вывод о том, что все остальные сценарии применения одной баллистической ракеты LGM-118 с боеголовкой типа W87/Mk21 на расстоянии R более 140 км от Академии представляются как «благоприятные» (безопасные).

При расположении территории Академии на расстоянии R от 8 до 140 км от ядерного взрыва прогнозируется наличие и воздействие

поражающего фактора в виде радиоактивного загрязнения местности с различными мощностями дозы.

Оценка доз, полученных при нахождении в зонах радиоактивного загрязнения.

Расчеты полученных доз при расположении личного состава Академии по «наиболее опасному» сценарию (при расположении в зоне Г) представлены на рисунке 97.

Исходные условия									
Мощность взрыва (кт)	200				Расстояние до объекта (км)	6			
Средний ветер по высотам	0-1,5	24			Время начала облучения	(мин)	36		
	0-3	12				(час.)	0		
	0-6	1				(сут.)			
	0-12	10			Продолжительность пребывания в зоне	(мин)			
	0-18	72				(час.)	1		
Вид взрыва	Наземный				Кэффициент ослабления	(сут.)	0		
	Воздушный					####			
	Подземный								
	На водной преграде								
Время подхода облака к объекту (час:мин)									
0:36									
Дозы излучения, получаемые на следе облака (рад)									
Зона А		Зона Б		Зона В		Зона Г			
Глубина	Ширина	Глубина	Ширина	Глубина	Ширина	Глубина	Ширина	Глубина	Ширина
140,0	31,0	54,0	16,0	32,0	11,0	16,0	6,8		
Размеры зон заражения с наветренной стороны (м)									
Зона А		Зона Б		Зона В		Зона Г			
1070,0		735,0		595,0		450,0			

Рисунок 97 – Компьютерная реализация алгоритма расчета полученной дозы по «наиболее опасному» сценарию развития обстановки

При расположении Академии в зоне Г («наиболее опасный» сценарий) через $t_{нач} = 36$ мин после одиночного наземного ядерного взрыва мощностью $q = 200$ кт, произведенного на расстоянии $R = 8$ км за $T = 1$ ч пребывания в заданных условиях (на открытой местности без использования средств защиты) личный состав получит дозу в пределах $D = 8,8 \dots 28,6$ Зв ($883,3 \dots 2862$ рад).

Расчеты полученных доз при расположении личного состава Академии по «наиболее вероятному» сценарию (в зоне А) представлены на рисунке 98.

При расположении Академии в зоне А («наиболее вероятный» сценарий) через $t_{нач} = 6$ ч после одиночного наземного ядерного взрыва мощностью

$q = 200$ кт, произведенного на расстоянии $R = 70$ км, за $T = 2$ ч пребывания в заданных условиях на территории Академии (на открытой местности без использования средств защиты) личный состав получит дозу в пределах $D = 15$ мЗв ($1,5 \dots 15,7$ рад).

Исходные условия												
Мощность взрыва (кт)	200			Расстояние до объекта (км)	60							
Средний ветер по высотам	0-1,5	24			Время начала облучения	(мин)	0					
	0-3	12				(час.)	6					
	0-6	1				(сут.)						
	0-12	10			Продолжительность пребывания в зоне	(мин)						
	0-18	72				(час.)	2					
Вид взрыва	Наземный			Коэффициент ослабления	(сут.)	0						
	Воздушный				####							
	Подземный											
	На водной преграде											
Время подхода облака к объекту (час:мин)												
6:00												
Размеры зон заражения на следе облака (км)								Дозы излучения, получаемые на следе облака (рад)				
Зона А		Зона Б		Зона В		Зона Г		Границы	Зона А	Зона Б	Зона В	Зона Г
Глубина	Ширина	Глубина	Ширина	Глубина	Ширина	Глубина	Ширина	Внутренняя	15,7	45,9	153,0	486,0
140,0	31,0	54,0	16,0	32,0	11,0	16,0	6,8	Средняя зона	4,9	27,0	85,0	270,0
								Внешняя	1,5	15,9	47,2	150,0
Размеры зон заражения с наветренной стороны (м)												
Зона А		Зона Б		Зона В		Зона Г						
1070,0		735,0		595,0		450,0						

Рисунок 98 – Компьютерная реализация алгоритма расчета полученной дозы по «наиболее вероятному» сценарию развития обстановки

Пример расчетного обоснования применения средств защиты в зонах радиоактивного загрязнения местности.

Доза $D = 15,9$ Зв (1 590 рад) при нахождении в зоне Г («наиболее опасный» сценарий) может быть получена в зависимости от $K_{осл}=1...6$ за время T от 1,2 ч до более чем 30 сут. (рисунок 99).

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОДОЛЖИТЕЛЬНОСТИ ПРЕБЫВАНИЯ ВОЙСК(НАСЕЛЕНИЯ) В ПРОГНОЗИРУЕМОЙ ЗОНЕ ЗАРАЖЕНИЯ ПО ЗАДАННОЙ ДОЗЕ ИЗЛУЧЕНИЯ

Введите наиболее опасную прогнозируемую зону заражения в которой будет находиться войска (население):

☒ Нахождение войск(населения) на внешней границе зоны

Введите время начала облучения, отсчитываемое от момента ядерного взрыва: [ч:мин]

Введите заданную дозу излучения:

Введите коэффициент ослабления:

ВЫЧИСЛЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТА: **T=1.2 [ч]**

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОДОЛЖИТЕЛЬНОСТИ ПРЕБЫВАНИЯ ВОЙСК(НАСЕЛЕНИЯ) В ПРОГНОЗИРУЕМОЙ ЗОНЕ ЗАРАЖЕНИЯ ПО ЗАДАННОЙ ДОЗЕ ИЗЛУЧЕНИЯ

Введите наиболее опасную прогнозируемую зону заражения в которой будет находиться войска (население):

☐ Нахождение войск(населения) на внешней границе зоны

Введите время начала облучения, отсчитываемое от момента ядерного взрыва: [ч:мин]

Введите заданную дозу излучения:

Введите коэффициент ослабления:

ВЫЧИСЛЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТА: **T=7.171 [ч]**

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОДОЛЖИТЕЛЬНОСТИ ПРЕБЫВАНИЯ ВОЙСК(НАСЕЛЕНИЯ) В ПРОГНОЗИРУЕМОЙ ЗОНЕ ЗАРАЖЕНИЯ ПО ЗАДАННОЙ ДОЗЕ ИЗЛУЧЕНИЯ

Введите наиболее опасную прогнозируемую зону заражения в которой будет находиться войска (население):

☒ Нахождение войск(населения) на внешней границе зоны

Введите время начала облучения, отсчитываемое от момента ядерного взрыва: [ч:мин]

Введите заданную дозу излучения:

Введите коэффициент ослабления:

ВЫЧИСЛЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТА: **T > 30 суток**

Рисунок 99 – Изменение времени T пребывания в зоне Г с заданной дозой 15,9 Зв (1 590 рад), соответствующей «наиболее опасному» сценарию

Оценка радиационных потерь при массированных ядерных ударах.

Для оценки радиационных потерь при внезапных массированных ядерных ударах применена компьютерная программа с исходными данными по:

– площади территорий S по которой нанесен ядерный удар в км²;

- продолжительности облучения личного состава (населения) на заданной площади, отсчитанной от времени ядерного удара (от 0,5 суток);
- количеству групп взрывов (от 1 до 9);
- числу ядерных зарядов N (в ед.);
- мощности ядерного заряда q (в тыс. тонн в тротиловом эквиваленте);
- условиям пребывания личного состава (9 групп в зависимости от расположения на открытой местности, в защитных сооружениях, транспортных средствах, административных зданиях или жилых домах);
- кратности ослабления излучения на загрязненной местности $K_{осл}$ (безразмерный коэффициент);
- и относительной доле личного состава, находящегося в условиях с одинаковой кратностью ослабления излучения (по 9 группам, в %).

Нанесение массированного ядерного удара по трем объектам обусловлено целью условного противника уничтожить критически важные объекты атомной промышленности, расположенные на территории двух закрытых административно-территориальных образований:

- ЗАТО г. Железногорск (ФГУП «Горно-химический комбинат» (предприятие госкорпорации Росатом) и АО «Информационные спутниковые системы имени академика М.Ф. Решетнева»);
- ЗАТО г. Зеленогорск (АО «Производственное объединение «Электрохимический завод» – предприятие Топливной компании «ТВЭЛ», входящей в Государственную корпорацию по ядерной энергии «Росатом»).

Исходя из исходных данных, рассчитываем площадь территории S , по которой будет нанесен массированный ядерный удар с использованием инструментов спутниковых карт.

По результатам расчета площадь S , по которой нанесен ядерный удар, оценивается в 1 615,55 км² (рисунок 100).

Моделирование возможной обстановки произведено на основании следующих исходных данных:

- площадь территории S , по которой нанесен массированный ядерный удар – 1 615,55 км²;
- продолжительность облучения личного состава (населения) – 2 суток;
- мощность одного взрыва N соответствует 300 кт в тротиловом эквиваленте;
- личный состав Академии – 1 000 человек;

– условия пребывания личного состава: 15 % личного состава находится на открытой местности, 60 % в административных зданиях различной этажности и 25 % в автомобильном транспорте.

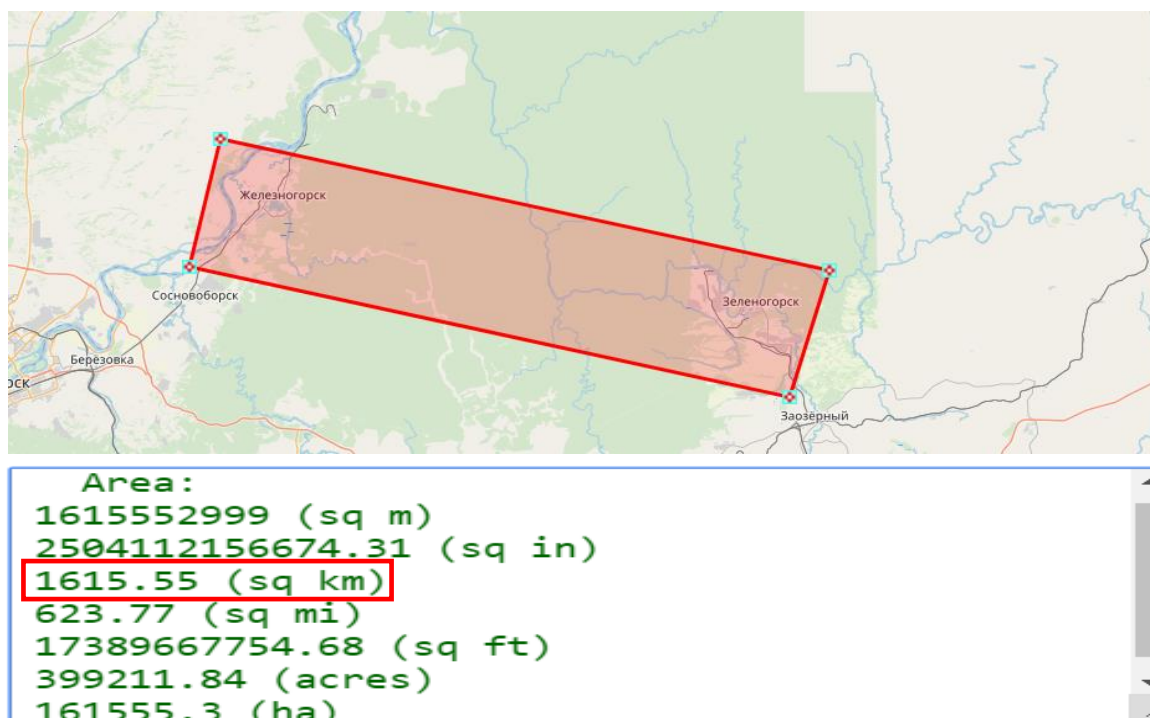


Рисунок 100 – Предварительная оценка площади территории S, по которой планируется нанесение массированного ядерного удара исходя из целей условного противника

Для расчета выбраны три сценария развития обстановки (первый «неблагоприятный» – реализация 1 из 3 запланированных групп взрывов, второй «опасный» – реализация 2 из 3 запланированных групп взрывов, третий «чрезвычайно опасный» – реализация всех запланированных групп взрывов).

Модель развития обстановки при нанесении массированного ядерного удара представлена на рисунке 101.

Проведенные расчеты в компьютерной программе по оценке радиационных потерь при массированных ядерных ударах по «неблагоприятному» сценарию развития обстановки представлены на рисунке 102.

При «неблагоприятном» сценарии развития обстановки, при плотности ядерного удара $\Delta = 0,186$ тыс. тонн/ км², средней мощности взрыва $\bar{q} = 300$ кт, радиационные потери среди личного состава в течение 2 суток составят

$P_{об} = 12,6 \%$ (при расчетной численности 1 000 человек $P_{об} = 12,6 \% \times 1\,000 = 126$ человек).



Рисунок 101 – Модель развития обстановки при нанесении массированного ядерного удара

Оценка радиационных потерь при массированных ядерных ударах

Площадь территории, по которой нанесён ядерный удар:

1615,55

Продолжительность облучения, сут.:

2

Количество групп взрывов:

1

i	1
N,ед.	1
q,тыс.т	300

Количество различных условий пребывания л/с:

3

i	1	2	3
K	1	6	2
C, %	15	60	25
П, %	28,4	6,1	18,9

Результат

Плотность ядерного удара

0,186

Средняя мощность взрыва

300,000

Общие радиационные потери, %

12,6

Рисунок 102 – Результаты расчета радиационных потерь по одной группе взрыва

Проведенные расчеты в программе по оценке радиационных потерь при массированных ядерных ударах по «опасному» сценарию развития обстановки представлены на рисунке 103.

Оценка радиационных потерь при массированных ядерных ударах

Площадь территории, по которой нанесён ядерный удар: 1615,55

Продолжительность облучения, сут.: 2

Количество групп взрывов: 2

i	1	2
N.ед.	1	1
q, тыс. т	300	300

Количество различных условий пребывания л/с: 3

i	1	2	3
K	1	6	2
C, %	15	60	25
П, %	44,4	12,4	31,5

Результат

Плотность ядерного удара: 0,371

Средняя мощность взрыва: 300,000

Общие радиационные потери, %: 22,0

Рисунок 103 – Результаты расчета радиационных потерь по двум группам взрыва

При «опасном» сценарии развития обстановки, при плотности ядерного удара $\Delta = 0,371$ тыс. тонн/км², средней мощности взрыва $\bar{q} = 300$ кт, радиационные потери среди личного состава в течение 2 суток составят $P_{об} = 22\%$ (при расчетной численности 1 000 человек $P_{об} = 22\% \times 1\,000 = 220$ человек).

Проведенные расчеты в программе по оценке радиационных потерь при массированных ядерных ударах по «чрезвычайно опасному» сценарию развития обстановки представлены на рисунке 104.

При «чрезвычайно опасном» сценарии развития обстановки, при плотности ядерного удара $\Delta = 0,557$ тыс. тонн/ км², средней мощности взрыва $\bar{q} = 300$ кт, радиационные потери среди личного состава в течение 2 суток составят $P_{об} = 29\%$ (при расчетной численности 1 000 человек $P_{об} = 29\% \times 1\,000 = 290$ человек).

Сводные результаты всех проведенных расчетов, связанных с оценкой возможной обстановки в Академии исходя из радиационных потерь при массированных ядерных ударах, представлены в таблице 10.

Оценка радиационных потерь при массированных ядерных ударах

Площадь территории, по которой нанесён ядерный удар: 1615,55

Продолжительность облучения, сут.: 2

Количество групп взрывов: 3

i	1	2	3
N, ед.	1	1	1
q, тыс. т	300	300	300

Количество различных условий пребывания л/с: 3

i	1	2	3
K	1	6	2
C, %	15	60	25
П, %	55,4	17,2	41,5

Результат

Плотность ядерного удара: 0,557

Средняя мощность взрыва: 300,000

Общие радиационные потери, %: 29,0

Рисунок 104 – Результаты расчета радиационных потерь по трем группам взрыва

Таблица 10 – Результаты проведенных расчетов, связанных с оценкой возможной обстановки в Академии исходя из радиационных потерь при массированных ядерных ударах

Сценарий развития обстановки	Количество групп взрывов N, ед.	Средняя мощность взрыва $\bar{q}$, кт	Потери $P_{об}$, %	Потери $P_{об}$, чел.
Неблагоприятный	1	300	12,6	126
Опасный	2	300	22	220
Чрезвычайно опасный	3	300	29	290

Исходя из различных условий пребывания личного состава на территории Академии, влияние поражающих факторов ядерного оружия изменяется

и зависит от кратности ослабления излучения $K_{осл}$ от 1 (на открытой местности) до 400 (в подвалах каменных зданий).

Наиболее защищенными местами с точки зрения ослабления действия поражающих факторов ядерного оружия являются подвальные помещения зданий №№ 2, 3, 5, 7 с коэффициентом ослабления $K_{осл} = 400$ (рисунок 105).



Рисунок 105 – План расположения зданий на территории Академии

Определение безопасного района размещения и маршрутов эвакуации

Обоснование выбора безопасного района осуществляется на основании моделирования возможной обстановки, прогнозируемых размеров зон радиоактивного загрязнения местности и оценки возможных радиационных потерь.

На рисунке 106 видно, что выбранный маршрут эвакуации общей протяженностью 96 км пересекает зоны А1, А2 и В1. Расстояние, пройденное по зонам радиоактивного загрязнения, составляет 38 км.

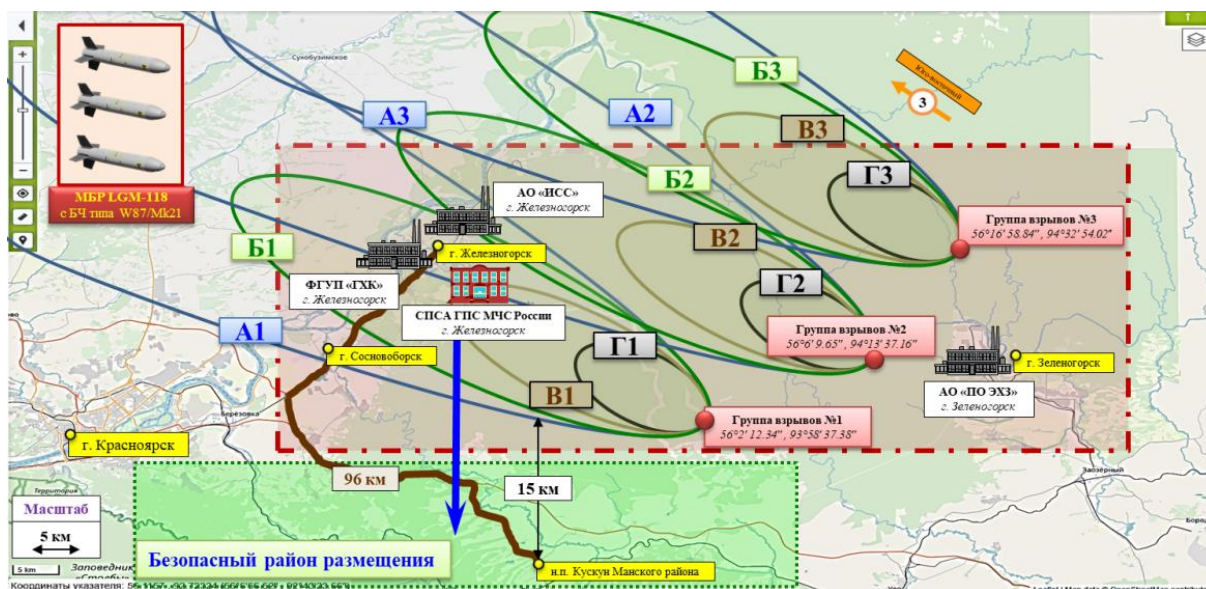


Рисунок 106 – Маршрут эвакуации в безопасный район размещения

Проведенные расчеты для оценки возможных радиационных потерь на маршруте эвакуации в соответствии с «чрезвычайно опасным» сценарием представлены на рисунке 107.

Определение радиационных потерь при преодолении прогнозируемых зон заражения

Form2

Мощность ядерного взрыва (тыс.т): 200

Средний угол между маршрутом движения и осью прогнозируемой зоны заражения: 90

Скорость движения (км/ч): 40

Время прошедшее после взрыва (ч.): 0,6

Скорость среднего ветра (км/ч): 10

Продолжительность нахождения в зонах (ч.): 0,11

Удаление от центра взрыва (км): 6

Наименование укрытия и транспортных средств или условия расположения (действия) войск (населения)

Автомобили и автобусы

TRANСПОРТНЫЕ СРЕДСТВА

- Автомобили и автобусы
- Бронетранспортеры
- Танки
- Самолеты и вертолеты
- Железнодорожные платформы
- Крытые вагоны
- Пассажирские вагоны (локомотивы)

ВОЙСКА ПРИ ДВИЖЕНИИ (ДЕЙСТВИИ) В ШТАТНОЙ ТЕХНИКЕ

Ранее полученная доза:

Ранее полученная доза: 0

Время прошедшее от предыдущего облучения: До 4 суток

Расчет

Выход

Суммарный выход из строя личного состава ко времени от начала облучения в зависимости от полученной дозой излучения

Время выхода из строя после начала облучения:

3 часа:	70 %
6 часов:	80 %
12 часов:	80 %
1 сутки:	80 %
14 суток:	85 %
30 суток:	100 %

Смертность облученных: 100 %

Закреть

Рисунок 107 – Расчеты для оценки возможных радиационных потерь на маршруте эвакуации в соответствии с «чрезвычайно опасным» сценарием

На основании полученных результатов, в заданных условиях эвакуация не может быть осуществлена, исходя из катастрофически высоких показателей прогнозируемых летальных исходов, что связано с получением дозы более 15 Зв (1 500 рад) не совместимой с жизнью.

Проведенные расчеты для оценки возможных радиационных потерь на маршруте эвакуации в соответствии с «опасным» сценарием представлены на рисунке 108.

Определение радиационных потерь при преодолении прогнозируемых зон заражения

Form2

Мощность ядерного взрыва (тыс.т): 200

Средний угол между маршрутом движения и осью прогнозируемой зоны заражения: 90

Скорость движения (км/ч): 40

Время прошедшее после взрыва (ч.): 2,5

Скорость среднего ветра (км/ч): 10

Продолжительность нахождения в зонах (ч.): 0,3

Удаление от центра взрыва (км): 25

Наименование укрытия и транспортных средств или условия расположения (действия) войск (населения)

Автомобили и автобусы

TRANСПОРТНЫЕ СРЕДСТВА

- Автомобили и автобусы
- Бронетранспортеры
- Танки
- Самолеты и вертолеты
- Железнодорожные платформы
- Крытые вагоны
- Пассажирские вагоны (локомотивы)

ВОЙСКА ПРИ ДВИЖЕНИИ (ДЕЙСТВИИ) В ШТАТНОЙ ТЕХНИКЕ

Ранее полученная доза:

Ранее полученная доза: 0

Время прошедшее от предыдущего облучения: До 4 суток

Расчет

Выход

Суммарный выход из строя личного состава ко времени от начала облучения в зависимости от полученной дозой излучения

Время выхода из строя после начала облучения:

3 часа:	10 %
6 часов:	15 %
12 часов:	15 %
1 сутки:	15 %
14 суток:	15 %
30 суток:	92 %

Смертность облученных: 15 %

Закреть

Рисунок 108 – Расчеты для оценки возможных радиационных потерь на маршруте эвакуации в соответствии с «опасным» сценарием

На основании полученных результатов может быть принято решение о проведении эвакуации, с учетом имеющегося прогноза возможных летальных исходов среди эвакуируемых на уровне 15 % (в течение 30 суток). Выход из строя эвакуируемого населения, работников и личного состава формирований в ближайшие 30 суток оценивается на уровне 92 %. Решение

об эвакуации в данных условиях может быть принято только в качестве безальтернативной меры.

Проведенные расчеты для оценки возможных радиационных потерь на маршруте эвакуации в соответствии с «неблагоприятным» сценарием представлены на рисунке 109.

Таким образом, при реализации «чрезвычайно опасного» сценария уже через 12 часов после того как начнется преодоление зоны загрязнения 80% личного состава Академии выйдут из строя, а через 30 суток весь личный состав погибнет от лучевой болезни.

В случае реализации «опасного» сценария через 12 часов выйдет из строя 15% личного состава, а через 30 суток 92%, летальный исход прогнозируется в 15% случаев.

Скриншот программы «Определение радиационных потерь при преодолении прогнозируемых зон заражения». В окне «Form2» отображены следующие данные:

Мощность ядерного взрыва (тыс. т): 200

Время прошедшее после взрыва (ч.): 6

Удаление от центра взрыва (км): 60

Средний угол между маршрутом движения и осью прогнозируемой зоны заражения: 90

Скорость движения (км/ч): 40

Скорость среднего ветра (км/ч): 10

Продолжительность нахождения в зонах (ч.): 0,45

Наименование укрытия и транспортных средств или условия расположения (действия) войск (населения):

Автомобили и автобусы

ТРАНСПОРТНЫЕ СРЕДСТВА

- Автомобили и автобусы
- Бронетранспортеры
- Танки
- Самолеты и вертолеты
- Железнодорожные платформы
- Крытые вагоны
- Пассажирские вагоны (локомотивы)

ВОЙСКА ПРИ ДВИЖЕНИИ (ДЕЙСТВИИ) В ШТАТНОЙ ТЕХНИКЕ

Ранее полученная доза: 0

Время прошедшее от предыдущего облучения: До 4 суток

Суммарный выход из строя личного состава ко времени от начала облучения в зависимости от полученной дозой:

Время выхода из строя после начала облучения:

Время	Процент
3 часа:	0 %
6 часов:	0 %
12 часов:	0 %
14 суток:	0 %
30 суток:	1 %

Смертность облученных: 0 %

Кнопки: **Расчет**, **Выход**, **Закрыть**

Рисунок 109 – Расчеты для оценки возможных радиационных потерь на маршруте эвакуации в соответствии с «неблагоприятным» сценарием

Только в случае реализации «неблагоприятного» сценария развития обстановки личный состав Академии преодолеет маршрут эвакуации без потерь.

Выводы:

Для обоснования оптимального порядка эвакуации личного состава Академии при реализации различных сценариев агрессии условного противника с применением современных средств поражения:

1. Проведена оценка характера и масштабов возможных угроз со стороны США с применением реальных образцов ядерного оружия мощностью ядерных зарядов до 200 кт путем доставки в составе межконтинентальных баллистических ракет. На расстоянии более 140 км от Академии действие поражающих факторов данного типа ядерного

вооружения отсутствует (условно безопасно). На расстоянии от 8 до 140 км от ядерного взрыва прогнозируется воздействие поражающего фактора в виде радиоактивного загрязнения местности. Действие поражающего фактора в виде ударной волны ядерного взрыва распространится на расстояние 3 км.

2. Определены параметры поражающих факторов ядерного взрыва. Время подхода радиоактивного облака до территории Академии составит от 36 минут до 2 часов. При наиболее опасном сценарии развития обстановки доза облучения составит 28,7 Зв за 1 час нахождения. При наиболее вероятном сценарии доза облучения составит 15 мЗв за 2 часа. Эвакуация может оказаться невозможной из-за высоких прогнозируемых показателей смертности (вплоть до 100 %) при преодолении маршрута, проходящего по возникшим зонам радиоактивного загрязнения.

3. Приведен пример расчетного обоснования использования средств защиты в условиях действия поражающих факторов ядерного взрыва. При наиболее опасном сценарии расчетная доза $D=15,9$ Зв (1 590 рад) при нахождении в зоне Г может быть получена в зависимости от $K_{осл}=1\dots 6$ за время T от 1,2 ч до более чем 30 суток. Наиболее защищенные места на территории Академии имеют $K_{осл}$ до 400 (подвалы каменных зданий).

4. Проведена оценка радиационной обстановки вследствие реализации нескольких различных базовых сценариев развития обстановки. При массированных ядерных ударах общие радиационные потери при различных сценариях составят от 12 («неблагоприятный» сценарий) до 29 % («чрезвычайно опасный» сценарий).

5. Разработаны геоинформационные модели развития обстановки и рабочие карты. Представлены модели развития обстановки по «наиболее опасному» и «наиболее вероятному» сценариям, модель массированного ядерного удара, геоинформационная модель для обоснования выбора безопасного района размещения и рабочая карта для определения маршрута эвакуации.

6. На основании полученных расчетных данных, результатов прогнозирования и моделирования возможной обстановки, оптимальный порядок эвакуации личного состава Академии в общем виде следующий:

При получении информации о планирующемся ядерном ударе на удалении менее 140 км от Академии принимается решение об осуществлении заблаговременной эвакуации в безопасный район размещения. При прогнозируемой удаленности более 140 км заблаговременная эвакуация может не проводиться.

При получении информации об уже произведенном ядерном взрыве, при котором время подхода радиоактивного облака составит 36 минут, эвакуация не возможна. Принимается решение о проведении экстренных мероприятий по защите личного состава с использованием имеющихся средств защиты с наибольшими $K_{осл}$. При установленной дозе $D_{уст}=1$ Зв решение об эвакуации принимается после получения информации по данным разведки о снижении мощности дозы до 0,1-0,2 Зв/ч (10-20 рад/ч).

При нанесении внезапных одиночных и массированных ядерных ударов в зонах Б, В и Г в первые сутки эвакуация не возможна. При прохождении маршрута эвакуации исключительно по зоне А, решение об эвакуации может быть принято в любой момент времени.

3.14. Пример разработки компьютерной программы для оценки радиационной обстановки

Разработка компьютерных программ, реализующих научно-методический аппарат известных методик, может осуществляться обучающимися под руководством преподавателей в качестве творческих заданий на самостоятельную работу или в процессе деятельности научного кружка обучающихся, созданного на базе кафедры.

Рассмотрим пример разработки такой компьютерной программы, которая создана на основе известной расчетной методики для определения продолжительности пребывания личного состава и населения в зонах загрязнения на следе облака по заданной дозе.

Разработка таких простых компьютерных программ не потеряла актуальности в наше время. Используемое в настоящее время программное обеспечение для прогнозирования и моделирования чрезвычайных ситуаций включает многофункциональные геоинформационные системы (например, КАСКАД, СОУ, БРИЗ, АИУС РСЧС, ЭСПЛА-М) с WEB-интерфейсом, реализующие свои функции только при наличии устойчивых каналов внутренней ведомственной связи или Интернет, обладающих высокой пропускной способностью (скоростью). Учитывая существующие проблемы со связью, в частности низкую скорость проводного Интернета в муниципальных образованиях и отсутствие повсеместных зон покрытия, пропускная способность используемых каналов не обеспечивает даже стабильную гарантированную видеоконференцсвязь со всеми едиными дежурно-диспетчерскими службами на территории Российской Федерации. В таких условиях использование современных ресурсоемких геоинформационных комплексов в условиях военной опасности на запасных

и подвижных пунктах управления может стать практически невозможным. Одним из решений сложившегося противоречия в условиях отсутствия доступа к геоинформационным системам может быть использование существующей достаточно широкой базы автономных расчетных компьютерных программ.

Разработка компьютерных программ может осуществляться в рамках научно-исследовательских работ обучающихся (НИРО) или выпускных квалификационных работ, а результаты могут быть зарегистрированы в патентной базе данных (рисунок 110).



Рисунок 110 – Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ

В рассматриваемом примере для реализации была выбрана известная научная методика определения максимальной продолжительности пребывания личного состава и населения в зонах радиоактивного загрязнения местности. Реализация компьютерной программы на основе указанной методики представляет собой самостоятельный исполняемый файл (Windows-приложение), который разработан в специализированной программной среде HiAsm. Разработанная программа может использоваться в органах управления гражданской обороной, а также в образовательных организациях на практических занятиях по профильным дисциплинам.

На рисунке представлен пользовательский интерфейс разработанной программы с примером расчета (рисунок 111).

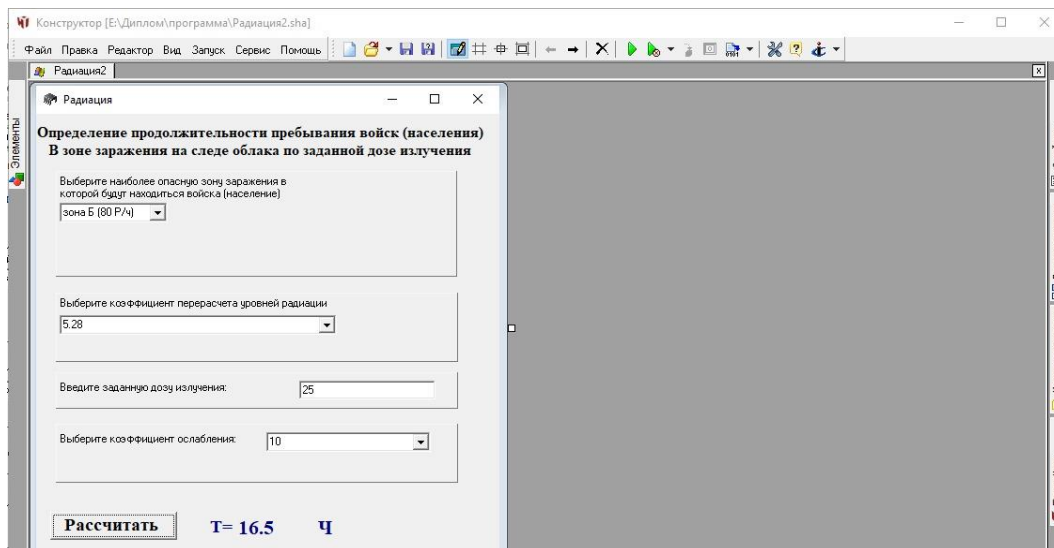


Рисунок 111 – Интерфейс разработанной программы

Программа реализует следующий алгоритм, наглядно представленный в виде блок-схемы (рисунок 112).

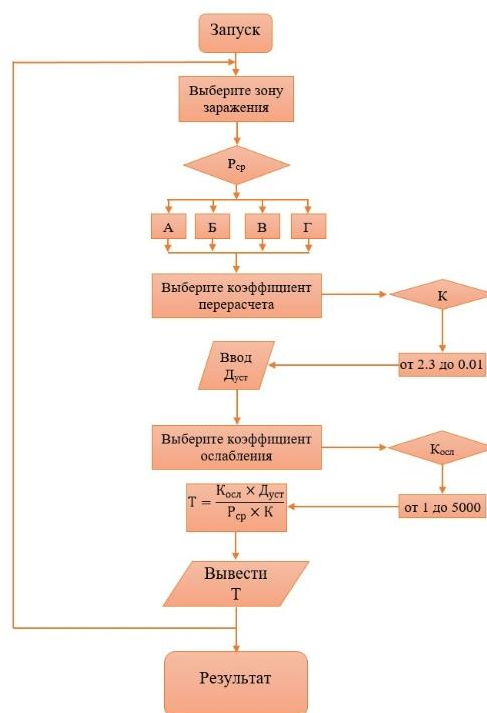


Рисунок 112 – Блок-схема последовательности выполнения алгоритма программы

Структурная схема реализации расчетной методики в виде компьютерной программы в программной среде HiAsm представлена на рисунке 113.

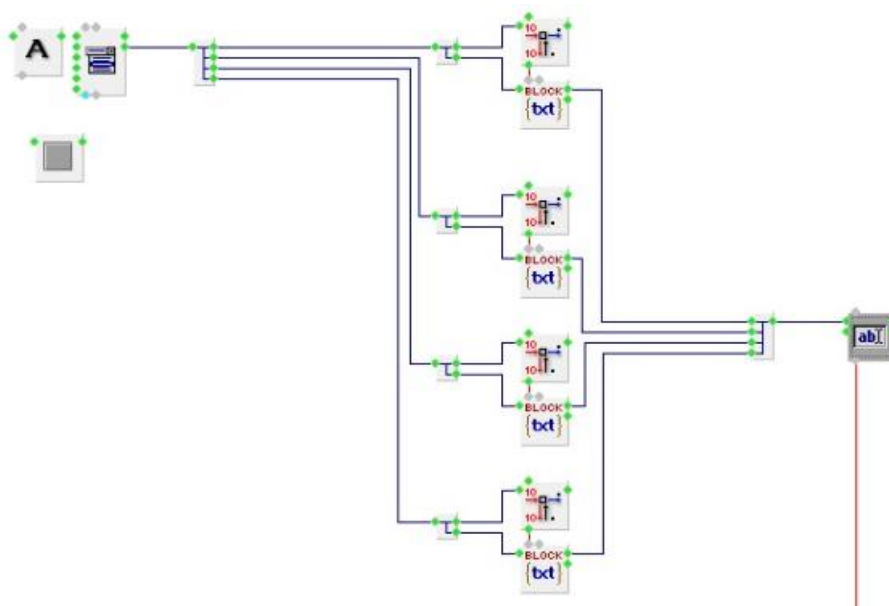


Рисунок 113 – Структура проекта программы

Разработанное программное обеспечение позволяет проводить оперативные расчеты для определения продолжительности пребывания личного состава (населения) в зонах радиоактивного загрязнения по заданной дозе.

В качестве примера применения разработанной компьютерной программы проведено моделирование обстановки, обусловленной опасностью военных конфликтов и воздействием на критически важные объекты, где рассматривается возможность проведения противником массированного ядерного удара с суммарной мощностью заряда около 200 тыс. т в тротиловом эквиваленте.

В целях подготовки предложений по организации мероприятий по защите населения, а также проведения аварийно-спасательных и других неотложных работ в прогнозируемых зонах радиоактивного загрязнения местности была применена разработанная компьютерная программа. Результаты расчета для различных заданных доз при выбранном $K_{осл}=3$ (район, оборудованный в течение 12-24 ч), соответствующих различным стадиям лучевой болезни, представлены в таблице 11.

Таблица 11 – Результаты расчета в программе для определения продолжительности пребывания (нахождения) войск (населения) в зонах радиоактивного загрязнения по заданной дозе

Зона	Заданная доза			
	100 рад	200 рад	400 рад	600 рад
А	27 ч 6 мин	54 ч 18 мин	108 ч 42 мин	165 ч
Б	2 ч 42 мин	5 ч 24 мин	10 ч 48 мин	16 ч 18 мин
В	54 мин	1 ч 48 мин	3 ч 37 мин	5 ч 24 мин
Г	15 мин	32 мин	1 ч 5 мин	1 ч 37 мин

В соответствии с результатами расчета личный состав и население при расположении в самой опасной зоне Г уже через 1,5 часа получают смертельную дозу. В то же время в зонах В, Б и А личный состав и население получают смертельную дозу через 5, 16, 165 часов соответственно. При заданной дозе 100 рад, что соответствует легкой форме лучевой болезни, возможно пребывание в зоне А на протяжении 27 часов, а в зоне Г не более 15 минут.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

Основная

1. Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» [Электронный ресурс]. Режим доступа: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_8797/ (Дата обращения 21.02.2022).

2. Постановление Главного государственного санитарного врача РФ от 07.07.2009 № 47 «Об утверждении СанПиН 2.6.1.2523-09» (вместе с «НРБ-99/2009. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы») (Зарегистрировано в Минюсте РФ 14.08.2009 № 14534) [Электронный ресурс]. Режим доступа: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_90936/ (Дата обращения 21.02.2022).

3. Концепция комплексной системы обеспечения безопасности жизнедеятельности населения (утв. МЧС России 16.02.2010, МВД России 19.02.2010, ФСБ России 16.03.2010) [Электронный ресурс]. Режим доступа: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_159593/ (Дата обращения 21.02.2022)

4. Решение коллегии МЧС России от 4 декабря 2019 г. № 8/П «Об утверждении актуализированной редакции Концепции радиационной, химической и биологической защиты населения» [Электронный ресурс]. Режим доступа: <https://29.mchs.gov.ru/uploads/resource/2020-01-16/25af2d69368086e94629f54b22d54a89.pdf> (Дата обращения 21.02.2022).

5. Методические рекомендации Р 2.6.1.0050-11.2.6.1. «Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Санитарно-гигиенические требования к мероприятиям по ликвидации последствий радиационной аварии» (утв. Главным государственным санитарным врачом РФ 25.12.2011) [Электронный ресурс]. Режим доступа: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_125554/ (Дата обращения 21.02.2022).

6. Методические рекомендации по ликвидации последствий радиационных и химических аварий / В.А. Владимиров, А.Г. Лукьянченков, К.Н. Павлов, В.А. Пучков, Р.Ф. Садиков, А.И. Ткачев под общей ред. доктора технических наук В.А. Владимирова. – М.: ЗАО «Рекламно-издательская фирма «МТП-ИНВЕСТ», заказ №280Л, 2005.

7. Общие инструкции оценки и реагирования на радиологические аварийные ситуации. Международное агентство по атомной энергии

МАГАТЭ. [Электронный ресурс]. Режим доступа: https://www.pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1162r_web.pdf (Дата обращения 21.02.2022).

8. Елохин А.П. Автоматизированные системы контроля радиационной обстановки окружающей среды: Учебное пособие. М.: НИЯУ МИФИ, 2012. – 316 с.

9. Рихвалов Л.П. Общие и региональные проблемы радиоэкологии. – Томск: Издательство Томского политехнического университета, 1997. – 384 с.

10. Угланова В.З. Оценка радиационной и химической обстановок в условиях техногенных и военных ЧС. Учебное пособие. Саратов: ФГБОУ ВО Саратовский национальный исследовательский государственный университет имени Н.Г. Чернышевского, 2017. – 51 с.

11. Саулова Т.А., Бас В.И. Безопасность в чрезвычайных ситуациях: Учебное пособие. Красноярск: ФГБОУ ВО «Сибирский государственный университет науки и технологий имени академика М.Ф. Решетнева», 2017. – 143 с.

12. Справочник по поражающему действию ядерного оружия. Часть вторая. Министерство обороны СССР – Москва: Военное издательство, 1986. – 92 с.

13. Гражданская оборона / Издание 2-е, переработанное. МЧС России. – М.: АГЗ МЧС России, 2018.

Дополнительная

14. Барбашев С.В., Пристер Б.С. Автоматизированные системы контроля радиационной обстановки: принципы построения и методы реализации // Ядерна та радіаційна безпека. – 2013. – № 1 (57). С. 41-47.

15. Валуев Н.П., Никоненков Н.В., Сергеев И.Ю., Сташин Л.А. Радиационный контроль транспортных средств с помощью переносных приборов и стационарных систем // Ежемесячный научно-технический и производственный журнал «Грузовик». – 2015. – №9. – Москва: ООО «Издательство Машиностроение». – С. 35–39.

16. Валуев Н.П., Сергеев И.Ю. Способ определения местоположения источника радиации в транспортном средстве при динамическом контроле // Научные и образовательные проблемы гражданской защиты. – 2016. – №2. – Химки: Академия гражданской защиты МЧС России. – С. 70–75.

17. Веб-система сбора данных со стационарных пунктов наблюдения в составе автоматизированной системы контроля радиационной обстановки государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». [Электронный ресурс]. Режим доступа: <http://www.russianatom.ru/> (Дата обращения 21.02.2022).

18. Веб-система сбора данных со стационарных пунктов наблюдения в составе автоматизированной системы контроля радиационной обстановки государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на базе Ситуационно-кризисного центра «Росатом». [Электронный ресурс]. Режим доступа: http://www.skс.ru/control/FGUP_GHK/radsituation/ (Дата обращения 21.02.2022).

19. Веб-системы сбора данных со стационарных пунктов наблюдения в составе единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации (ЕГАСМРО) Федеральной службы по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды. [Электронный ресурс]. Режим доступа: <http://egasmro.ru/ru/> (Дата обращения 21.02.2022).

20. Веб-система сбора данных со стационарных пунктов наблюдения в составе автоматизированной системы контроля радиационной обстановки Министерства экологии и рационального природопользования Красноярского края на базе краевого государственного бюджетного учреждения «Центр реализации мероприятий по природопользованию и охране окружающей среды Красноярского края». [Электронный ресурс]. Режим доступа: <http://www.krasecology.ru/Operative/Radio> (Дата обращения 21.02.2022).

21. Новиков, В.Е. Угроза ядерного терроризма: американский опыт / В.Е. Новиков // Национальная безопасность. – 2018. – № 4. – С. 821.

22. Сергеев И.Ю., Гарелина С.А., Латышенко К.П., Валуев Н.П. Математическое моделирование дозиметрических систем контроля // Научно-аналитический журнал: «Сибирский пожарно-спасательный вестник». – 2020. – № 1 (16). – Железногорск: Сибирская пожарно-спасательная академия ГПС МЧС России. – С. 64-68.

23. Сергеев И.Ю., Пашинин В.А., Валуев Н.П., Косырев П.Н. Способ аэродинамического контроля радиационной обстановки // Технологии гражданской безопасности – 2018. – Том 15, №4 (58). – Москва // ВНИИГОЧС МЧС России (ФЦ). – С. 84-87.

24. Сергеев И.Ю. Предложения по способам контроля радиационной обстановки для системы комплексной безопасности закрытого административного территориального образования с объектами атомной

промышленности // Научные и образовательные проблемы гражданской защиты. – 2016. – №1. – Химки: Академия гражданской защиты МЧС России. – С. 63-71.

25. Кюммель М. Разработка оптимальной сети измерений для проведения контроля окружающей среды на АЭС // Обеспечение радиационной безопасности при эксплуатации АЭС. Кн.5. М.: Энергоатомиздат, 1984. С. 78-89.

ПРИЛОЖЕНИЕ А Вспомогательные материалы

Таблица А.1 – Слои атмосферы для определения скорости среднего ветра

Мощность взрыва, тыс.т	Слои атмосферы, км
до 1	0-1,5
1-10	0-3
10-100	0-6
100-1 000	0-12
более 1 000	0-18

Таблица А.2 – Размеры зон радиоактивного загрязнения местности на следе облака при ядерном взрыве (длина-ширина, км)

а. наземный

Мощность взрыва, тыс.т	Скорость среднего ветра, км/ч	Зоны загрязнения			
		А	Б	В	Г
0,01	10	0,9-1,6			
	25	1-0,5			
	50	1-0,2			
0,02	10	1,4-2,4			
	25	1,7-1			
	50	1,8-0,6			
0,05	10	2,4-2,7			
	25	3-1,8			
	50	3,3-1,2			
0,1	10	3,4-3,7			
	25	4,5-2,5			
	50	4,9-1,7			
0,2	10	4,8-4,4	1,2-1,1		
	25	6,3-3,3			
	50	7,3-2,3			
0,5	10	7,4-4,7	2,2-2,4		
	25	9,8-4,3	2,2-1,1		
	50	12-3,3			
1	10	10-8	3,3-3,4	1,4-1,2	
	25	14-5,7	3,7-1,9		
	50	17-4,2	3-0,8		
	75	18-3,4	1,9-0,1		
2	10	14-9,3	4,8-4,5	2,4-2,3	
	25	19-6,9	5,5-2,7	1,8-0,5	
	50	24-5,2	5,3-1,5		
	75	26-4,4	4,4-0,9		
3	10	23-12	8-6	4,2-3,7	1,4-0,9
	25	31-8,8	9,4-3,8	4,2-1,8	
	50	38-6,7	9,8-2,4	2,3-0,1	
	75	42-5,7	9,4-1,7		

Мощность взрыва, тыс.т	Скорость среднего ветра, км/ч	Зоны загрязнения			
		А	Б	В	Г
10	10	32-15	12-7,5	6,3-4,8	2,6-2
	25	44-11	14-4,8	6,6-2,7	
	50	54-8,3	15-3,3	5,6-1,3	
	75	61-7	15-2,5		
	100	65-6,3	14-1,9		
20	10	43-16	15-8,1	8,4-5,3	3,5-2,6
	25	58-12	18-5,3	8,8-3,1	
	50	72-9,2	20-3,7	7,9-1,6	
	75	81-7,9	20-2,8	5,3-0,4	
	100	88-7	20-2,3		
50	10	68-21	25-11	14-7,3	6,5-4,1
	25	93-16	31-7,1	16-4,5	5,4-1,9
	50	115-12	34-5,1	15-2,9	
	75	130-11	35-4,1	14-1,9	
	100	140-10	35-3,5	11-1,1	
100	10	96-26	37-13	21-8,9	10-5,4
	25	135-20	46-8,8	24-5,7	6,4-2,9
	50	165-16	52-6,4	24-3,8	
	75	190-14	54-5,2	23-2,9	
	100	205-12	55-4,5	21-2,2	
200	10	140-31	54-16	32-11	16-6,8
	25	195-24	68-11	37-7,1	16-4
	50	245-20	78-8	39-5	12-2,2
	75	280-18	83-6,7	38-4	
	100	300-16	86-5,8	36-3,3	
500	10	210-44	85-22	51-15	27-9,9
	25	295-33	105-15	60-10	28-6,2
	50	350-29	125-12	65-7,3	24-4
	75	415-26	135-9,7	65-5,9	20-2,6
	100	450-24	140-8,5	63-5,1	13-1,1
1 000	10	255-48	100-23	61-16	31-10
	25	355-38	130-16	71-11	32-6,6
	50	450-31	150-12	75-7,8	26-4,2
	75	501-28	155-10	74-6,4	21-3
	100	555-26	160-9	71-5,5	14-1,4
2 000	25	490-51	180-21	105-14	48-9
	50	615-42	210-16	110-10	48-6,2
	75	700-38	225-14	110-8,7	38-4,5
	100	75-35	235-12	110-7,6	27-2,6
5 000	25	745-77	285-31	165-20	82-13
	50	940-65	335-24	180-15	78-9,7
	75	1 070-59	360-21	185-13	70-7,7
	100	1 160-55	375-18	185-11	60-6,1

Мощность взрыва, тыс.т	Скорость среднего ветра, км/ч	Зоны загрязнения			
		А	Б	В	Г
10 000	25	1 020-105	400-42	235-27	120-17
	50	1 290-90	470-33	260-20	120-13
	75	1 460-83	505-28	265-17	110-11
	100	1 500-78	530-25	270-15	99-9,2

б. воздушный

Мощность взрыва, тыс.т	Скорость среднего ветра, км/ч	Зоны загрязнения	
		А	Б
0,05	10	1,1-0,9	
	25	1-0,3	
0,1	10	1,7-1,5	
	25	1,8-0,7	
	50	1,3-0,1	
0,2	10	2,4-2,3	
	25	2,8-1,3	
	50	2,5-0,5	
0,5	10	3,6-3,4	
	25	4,6-2,1	
	50	4,5-1,2	
1	10	5-4,2	
	25	6,3-2,7	
	50	6,9-1,7	
	75	6,4-1,1	
2	10	68-5,2	
	25	8,8-3,5	
	50	10-2,3	
	75	10-1,6	
5	10	11-6,6	
	25	14-4,5	
	50	16-3,1	
	75	17-2,4	
10	10	15-7,9	
	25	20-5,5	
	50	24-3,9	
	75	26-3,2	
	100	27-2,6	
20	10	20-8,4	
	25	26-5,8	
	50	31-4,2	
	75	33-3,4	
	100	35-2,9	

Мощность взрыва, тыс.т	Скорость среднего ветра, км/ч	Зоны загрязнения	
		А	Б
50	10	32-11	4,8-2,2
	25	43-7,7	
	50	52-5,8	
	75	57-4,8	
	100	60-4,1	
100	10	46-13	8,1-3,4
	25	64-9,6	
	50	79-7,4	
	75	88-6,2	
	100	94-5,5	
200	10	68-16	13-4,7
	25	96-12	22-2
	50	120-9,5	
	75	140-8,2	
	100	150-7,3	
500	10	105-23	23-7,3
	25	150-18	24-3,9
	50	195-14	
	75	220-12	
	100	240-11	
1 000	10	125-23	25-6,9
	25	180-19	26-4,1
	50	225-15	
	75	255-13	
	100	275-12	
2 000	25	255-24	39-5,4
	50	325-20	22-0,3
	75	275-18	
	100	405-16	
5 000	25	415-38	75-9,2
	50	535-32	67-5,1
	75	615-28	38-0,3
	100	675-26	
10 000	25	5923	120-13
	50	775-46	118-8,6
	75	890-42	100-5,4
	100	985-39	64-1,1

в. подземный

Мощность взрыва, тыс.т	Скорость среднего ветра, км/ч	Зоны загрязнения			
		А	Б	В	Г
0,01	10	1,1-2,7			
	25	1,6-1,7			
	50	2-1,2			
0,02	10	1,7-3,3	0,2-0,5		

Мощность взрыва, тыс.т	Скорость среднего ветра, км/ч	Зоны загрязнения			
		А	Б	В	Г
	25	2,3-2,1	0,2-0,2		
	50	2,9-1,4			
0,05	10	2,7-4	0,6-2		
	25	3,7-2,5	0,8-1,1		
	50	4,7-1,7	1-0,7		
0,1	10	3,7-4,5	1,1-2,7	0,3-1	
	25	5,3-2,8	1,4-1,5	0,3-0,3	
	50	6,6-2	1,7-1		
0,2	10	5,1-4,8	1,7-3,3	0,7-2	
	25	7,2-3,1	2,2-1,9	0,9-1	
	50	9,4-2,5	2,6-1,2	1-0,4	
0,5	10	7,8-5,4	2,8-2,5	1,5-1,3	
	25	11-4	3,7-1,7	1,8-0,8	
	50	14-3,1	4,4-1,3	2-0,6	
1	10	11-6,9	4-3,5	2,3-2,2	0,9-1
	25	15-5,1	5,3-2,5	2,8-1,5	1-0,6
	50	20-4,1	6,4-1,9	3,2-1,1	0,9-0,3
	75	23-3,5	7-1,6	3,4-0,9	0,8-0,1
2	10	15-8,3	5,6-4,4	3,3-3	1,6-1,5
	25	21-6,2	7,5-3,2	4,2-2	1,8-1
	50	27-4,9	9,3-2,4	4,8-1,5	1,8-0,7
	75	32-4,3	10-2	5,1-1,3	1,8-0,5
5	10	24-10	9-5,7	5,4-3,9	2,8-2,4
	25	33-7,7	12-4,1	6,9-2,9	3,4-1,6
	50	43-6,2	15-3,2	8,3-2,1	3,6-1,2
	75	48-5,5	17-2,8	8,9-1,8	3,6-0,9
10	10	33-12	13-6,8	7,7-4,9	4,1-3,2
	25	46-9,3	17-5	9,9-3,6	5-2,2
	50	60-7,6	21-3,9	12-2,7	5,6-1,7
	75	70-6,7	24-3,4	13-2,3	5,7-1,4
	100	77-6,2	26-3	14-2	5,8-1,3
20	10	41-11	17-7,4	10-5,4	4,4-3,6
	25	61-10	22-5,4	13-3,9	6,6-2,6
	50	79-8,3	23-4,3	16-3	7,5-1,9
	75	92-7,4	31-3,7	17-2,6	7,6-1,7
	100	100-6,9	34-3,4	18-2,4	7,9-1,5
50	10	68-17	27-9,5	16-6,9	8,9-4,8
	25	96-13	36-6,9	21-5	11-3,5
	50	125-11	44-5,5	25-3,9	13-2,7
	75	145-9,9	50-4,8	28-3,5	14-2,4
	100	160-9,2	55-4,4	30-3,2	16-2,1
100	10	100-21	39-11	24-8,3	14-5,8
	25	135-16	52-8,3	31-6	16-4,2
	50	175-14	65-6,7	37-4,8	19-3,4
	75	205-12	73-5,9	42-4,2	20-3
	100	230-11	80-5,4	45-3,9	22-2,8

г. на водной преграде

Мощность взрыва, тыс.т	Скорость среднего ветра, км/ч	Зоны загрязнения			
		А	Б	В	Г
0,5	10	11-1,4			
1	10	17-2			
	25	13-1,2			
2	10	25-2,8	4,6-0,4		
	25	22-2			
5	10	43-4,3	9,7-1,2		
	25	40-3,6			
	50	30-2			
10	10	65-5,8	15-1,8		
	25	61-5,2			
	50	53-4			
	75	37-1,6			
20	10	84-7,2	21-2,2	9-0,8	
	25	81-6,6			
	50	74-5,4			
	75	59-3,4			
50	10	140-11	37-3,6	18-1,8	
	25	140-10	29-2,4		
	50	135-9			
	75	120-7,4			
	100	115-5,6			
100	10	205-14	56-5	28-2,8	11-1
	25	210-14	49-4	15-1	
	50	200-13			
	75	195-12			
	100	180-10			
200	10	275-20	79-8,2	42-5	19-2,7
	25	290-20	79-6,9	36-3,2	
	50	300-19	67-4,4		
	75	300-18			
	100	300-16			
500	10	355-30	115-14	67-8,9	34-5,4
	25	410-28	130-11	70-6,9	28-3,3
	50	460-27	135-9,6	60-4,3	
	75	490-26	130-7,7	40-2,4	
	100	505-25	120-5,5		
1 000	10	355-33	125-15	74-10	38-6,4
	25	440-31	145-13	79-8,2	36-4,4
	50	525-29	155-11	77-6	
	75	575-28	155-9,4	65-3,1	
	100	620-27	150-8		
2 000	25	470-42	210-18	120-12	57-7,2
	50	730-39	235-15	125-9,3	59-4,8
	75	805-37	245-14	120-8	
	100	860-36	245-13	110-6,5	

Мощность взрыва, тыс.т	Скорость среднего ветра, км/ч	Зоны загрязнения			
		А	Б	В	Г
5 000	25	935-63	345-27	195-17	99-11
	50	1 330-58	390-23	215-15	97-9
	75	1 480-55	410-21	215-13	87-7,2
	100	1 510-54	425-19	210-11	69-5,3
10 000	25	1 550-88	490-37	290-24	150-15
	50	1 820-80	585-31	315-19	145-12
	75	1 910-76	630-28	325-18	140-11
	100	1 970-74	650-26	320-13	130-9,3

Таблица А.3 – Коэффициенты пересчета мощности дозы от времени, прошедшего с момента ядерного взрыва

т, ч	К	т, ч	К	т, ч	К
0,5	2,3	9	0,072	18	0,031
1	1	10	0,063	20	0,027
2	0,435	11	0,056	22	0,024
3	0,267	12	0,051	24	0,022
4	0,189	13	0,046	26	0,020
5	0,145	14	0,042	28	0,018
6	0,116	15	0,039	32	0,015
7	0,097	16	0,036	36	0,013
8	0,082	17	0,033	48	0,01

Таблица А.4 – Коэффициенты пересчета мощности дозы в зависимости от времени, прошедшего с момента аварии на АЭС

т, ч	К	т, ч	К	т, ч	К	т, ч	К
0,5	1,32	4,5	0,545	8,5	0,427	16	0,330
1	1	5	0,525	9	0,417	20	0,303
1,5	0,85	5,5	0,508	9,5	0,408	1 сут.	0,282
2	0,76	6	0,490	10	0,400	2 сут.	0,213
2,5	0,7	6,5	0,474	10,5	0,390	3 сут.	0,182
3	0,645	7	0,465	11	0,385	4 сут.	0,162
3,5	0,61	7,5	0,477	11,5	0,377	5 сут.	0,146
4	0,575	8	0,434	12	0,370	6 сут.	0,137

Таблица А.5 – Время, прошедшее после взрыва до второго измерения мощности дозы, ч:мин

Отношение мощности дозы P_2/P_1	Время между измерениями									
	минуты					часы				
	10	15	20	30	45	1	1,5	2	2,5	3
0,95	4:00	6:00	8:00	12:00	18:00	24:00	36:00	48:00	60:00	72:00
0,90	2:00	3:00	4:00	6:00	9:00	12:00	18:00	24:00	30:00	36:00
0,85	1:20	2:00	2:40	4:00	6:00	8:00	12:00	16:00	20:00	24:00
0,80	1:00	1:30	2:00	3:00	4:30	6:00	9:00	12:00	15:00	18:00
0,75	0:50	1:10	1:40	2:30	3:40	5:00	7:00	9:00	12:00	14:30
0,70	0:40	1:00	1:20	2:00	3:00	4:00	6:00	8:00	10:00	12:00
0,65	0:35	0:50	1:10	1:40	2:30	3:20	5:00	7:00	8:00	10:00
0,60	0:30	0:45	1:00	1:30	2:10	3:00	4:30	6:00	7:00	9:00
0,55	-	0:35	0:50	1:20	1:50	2:30	3:50	5:00	6:00	8:00
0,50	-	0:30	0:45	1:10	1:45	2:20	3:30	4:30	5:30	7:00
0,45	-	-	0:40	1:00	1:30	2:00	3:00	4:00	5:00	6:00
0,40	-	-	0:35	0:55	1:25	1:50	2:50	3:40	4:40	5:30
0,35	-	-	-	0:50	1:20	1:45	2:35	3:30	4:20	5:00
0,30	-	-	-	-	1:10	1:35	2:20	3:10	4:00	4:40
0,25	-	-	-	-	1:05	1:30	2:10	3:00	3:40	4:20
0,20	-	-	-	-	1:00	1:20	2:00	2:40	3:20	4:00

Таблица А.6 – Дозы, получаемые личным составом при открытом расположении на следе облака (в середине зон), рад

ЗОНА А

Время начала облучения после ядерного взрыва		Продолжительность пребывания в зоне												
		минуты			часы						сутки			
		10	20	30	1	2	4	8	12	21	1	3	10	30
минуты	10	23	35	43	58	72	85	97	103	111	113	126	126	126
	20	12	20	26	38	50	63	74	80	88	90	103	114	122
	30	8	14	19	28	40	51	62	68	76	78	91	102	110
часы	1	3,8	7	9,7	16	25	34	44	50	58	59	72	83	91
	1,5	2,4	4,5	6,4	11	18	26	36	41	48	50	62	74	82
	2	1,7	3,3	4,7	8,5	14	21	30	35	42	44	56	67	75
	3	1,1	2,1	3	5,6	9,7	16	23	28	34	36	48	59	67
	4	-	1,5	2,2	4,1	7,4	12	19	23	29	31	42	53	61
	5	-	1,2	1,7	3,2	5,9	10	16	20	25	27	38	49	57
	6	-	-	1,4	2,7	4,9	8,5	14	17	23	24	35	46	54
	8	-	-	1	1,9	3,6	6,4	11	14	19	20	30	41	49
	10	-	-	-	1,5	2,8	5,1	8,7	12	16	17	27	37	45
	12	-	-	-	1,2	2,3	4,3	7,4	9,8	14	15	25	35	42
	15	-	-	-	-	1,8	3,4	6	8,1	12	13	22	31	39
	18	-	-	-	-	1,5	2,8	5	6,8	10	11	19	29	37
21	-	-	-	-	1,2	2,3	4,3	5,9	8,8	9,6	18	27	35	
сутки	1	-	-	-	-	1,1	2	3,7	5,2	7,8	8,6	16	25	33
	2	-	-	-	-	-	-	1,7	2,5	4	4,5	9,7	17	25
	3	-	-	-	-	-	-	1,1	1,6	2,7	3	6,9	14	20
	4	-	-	-	-	-	-	-	1,2	1,9	2,2	5,3	11	17
	6	-	-	-	-	-	-	-	-	1,2	1,4	3,6	8,2	14
	8	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	2,7	6,5	12
	10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2,1	5,4	10

Примечание: дозы на внутренней границе зоны примерно в 3,2 раза больше, а на внешней – в 3,2 меньше указанных в таблице.

ЗОНА Б

Время начала облучения после ядерного взрыва		Продолжительность пребывания в зоне												
		минуты			часы						сутки			
		10	20	30	1	2	4	8	12	21	1	3	10	30
минуты	10	130	197	242	323	402	475	541	577	621	631	690	690	690
	20	68	113	146	211	281	350	414	449	493	502	575	638	684
	30	45	78	104	159	221	286	348	382	425	435	507	570	616
часы	1	21	39	55	91	138	193	249	281	323	332	403	466	512
	1,5	13	25	36	63	101	148	200	230	270	279	349	412	458
	2	9,7	18	27	47	79	120	168	196	235	245	313	376	422
	3	6,1	12	17	31	55	88	129	155	191	200	267	329	374
	4	4,3	8,4	12	23	41	69	105	128	163	171	236	297	343
	5	3,3	6,5	9,6	18	33	56	88	110	143	150	214	274	320
	6	2,7	5,3	7,8	15	27	48	76	96	127	135	196	256	302
	8	1,9	3,8	5,6	11	20	36	60	77	105	112	170	229	274
	10	1,5	2,9	4,3	8,3	16	29	49	64	89	96	152	210	254
	12	1,2	2,3	3,5	6,8	13	24	41	55	78	84	137	194	239
	15	-	1,8	2,7	5,2	10	19	33	45	65	71	121	176	220
	18	-	1,4	2,1	4,2	8,2	15	28	38	56	61	108	162	206
	21	-	1,2	1,8	3,5	6,9	13	24	33	49	54	98	151	194
сутки	1	-	1	1,5	3	5,9	11	21	29	44	48	90	141	184
	2	-	-	-	1,3	2,6	5,1	9,8	14	23	25	54	97	137
	3	-	-	-	-	1,6	3,2	6,2	9	15	17	39	76	113
	4	-	-	-	-	1,2	2,3	4,5	6,5	11	12	30	62	98
	6	-	-	-	-	-	1,4	2,8	4,1	7	7,9	20	46	78
	8	-	-	-	-	-	1	2	2,9	5	8,7	15	37	65
	10	-	-	-	-	-	-	1,5	2,3	3,9	4,4	12	30	57

Примечание: дозы на внутренней границе зоны примерно в 1,7 раза больше, а на внешней – в 1,7 меньше указанных в таблице.

ЗОНА В

Время начала облучения после ядерного взрыва		Продолжительность пребывания в зоне												
		минуты			часы						сутки			
		10	20	30	1	2	4	8	12	21	1	3	10	30
минуты	10	410	620	760	1010	1260	1490	1700	1810	1950	1980	2190	2190	2190
	20	210	350	460	660	880	1100	1300	1410	1550	1580	1810	2010	2150
	30	140	250	330	500	700	900	1090	1200	1340	1370	1590	1790	1940
часы	1	65	120	170	280	430	610	780	880	1010	1040	1270	1470	1610
	1,5	40	80	110	200	320	460	630	720	850	880	1100	1290	1440
	2	30	60	85	150	250	380	530	620	740	770	990	1180	1330
	3	20	35	55	100	170	280	400	490	600	630	840	1030	1180
	4	15	25	40	75	130	220	330	400	510	540	740	930	1080
	5	10	20	30	55	100	180	280	350	450	470	670	860	1010
	6	8,4	17	25	45	85	150	240	300	400	420	620	810	950
	8	6	12	17	35	65	110	190	240	330	350	540	720	860
	10	5	9	13	25	50	90	150	200	280	300	480	660	800
	12	4	7	11	20	40	75	130	170	250	260	430	610	750

Время начала облучения после ядерного взрыва	Продолжительность пребывания в зоне													
	минуты			часы						сутки				
	10	20	30	1	2	4	8	12	21	1	3	10	30	
	15	3	6	8	16	30	60	100	140	210	220	380	550	690
	18	2	5	7	13	25	50	90	120	180	190	340	510	650
21	2	4	6	11	20	40	70	100	150	170	310	470	610	
Сутки	1	1	3	5	9	19	35	60	90	130	150	280	440	570
	2	-	1,4	2	4	8	16	30	45	70	80	170	310	420
	3	-	-	1,3	3	5	10	20	30	45	50	120	240	350
	4	-	-	-	2	4	7	14	20	35	40	95	200	310
	6	-	-	-	1,1	2	4	9	13	20	25	65	150	250
	8	-	-	-	-	1,6	3	6	9	15	18	45	120	210
	10	-	-	-	-	1,2	2,5	5	7	12	14	40	95	180

Примечание: дозы на внутренней границе зоны примерно в 1,8 раза больше, а на внешней – в 1,8 меньше указанных в таблице.

ЗОНА Г

Время начала облучения после ядерного взрыва		Продолжительность пребывания в зоне												
		минуты			часы						сутки			
		10	20	30	1	2	4	8	12	21	1	3	10	30
минуты	10	1300	1970	2420	3230	4020	4750	5410	5770	6210	6310	7000	7000	7000
	20	680	1130	1460	2110	2810	3500	4140	4490	4930	5020	5750	6380	6840
	30	450	780	1040	1590	2210	2860	3480	3820	4250	4350	5070	5700	6160
часы	1	210	390	550	910	1380	1930	2490	2810	3230	3320	4030	4660	5120
	1,5	130	250	360	630	1010	1480	1990	2300	2700	2790	3490	4120	4580
	2	95	180	270	470	790	1200	1680	1960	2350	2450	3130	3760	4220
	3	60	120	170	310	550	880	1290	1550	1910	2000	2670	3290	3740
	4	45	85	120	230	410	690	1050	1280	1630	1710	2360	2970	3430
	5	35	65	95	180	330	560	880	1100	1430	1500	2140	2740	3200
	6	25	50	80	150	270	480	760	960	1270	1350	1960	2560	3020
	8	20	40	55	110	200	360	600	770	1050	1120	1700	2290	2740
	10	15	30	40	85	160	290	490	640	890	960	1520	2100	2540
	12	12	25	35	70	130	240	410	550	780	840	1370	1940	2390
	15	9	18	25	50	100	190	330	450	650	710	1210	1760	2200
	18	7	14	20	40	80	150	280	380	560	610	1080	1620	2060
	21	6	12	18	35	70	130	240	330	490	540	980	1510	1940
сутки	1	5	10	15	30	60	110	210	290	440	480	900	1110	1840
	2	2	4	7	13	25	50	100	140	230	250	540	970	1400
	3	1,4	3	4	8	16	30	60	90	150	170	390	760	1130
	4	1	2	3	6	12	20	45	65	110	120	300	620	980
	6	-	1,2	1,8	3,5	7	14	30	40	70	80	200	450	780
	8	-	-	1,3	2,5	5	10	20	30	50	60	150	370	650
	10	-	-	1	2	4	8	15	25	39	41	120	300	570

Примечание: дозы на внешней границе зоны в 1,8 раза меньше указанных в таблице.

Таблица А.7 – Суммарный выход из строя личного состава в зависимости от времени начала облучения и полученной дозы, %

Полученная доза, рад	Время начала облучения, t _{нач}	Продолжительность облучения, T	Время выхода из строя после начала облучения						Смертность
			часы			сутки			
			3	6	12	1	14	30	
100	до 4 сут	до 4 сут	-	-	-	-	-	1	-
125	до 4 сут	до 4 сут	-	-	-	-	-	5	-
150	до 4 сут	до 4 сут	-	-	-	-	-	15	-
175	до 4 сут	до 30 мин	1	3	3	3	3	32	-
		1 ч	-	3	3	3	3	32	
		2 ч	-	1	3	3	3	32	
		3 ч	-	1	3	3	3	32	
		6 ч	-	-	3	3	3	32	
		12 ч	-	-	1	3	3	32	
		1 сут	-	-	-	2	3	32	
		4 сут	-	-	-	1	3	32	
200	до 4 сут	до 20 мин	3	5	5	5	5	50	1
		30 мин	2	5	5	5	5	50	
		1 ч	1	5	5	5	5	50	
		2 ч	-	4	5	5	5	50	
		3 ч	-	3	5	5	5	50	
		6 ч	-	-	5	5	5	50	
		12 ч	-	-	2	5	5	50	
		1 сут	-	-	-	4	5	50	
		4 сут	-	-	-	2	5	50	
250	до 1 ч	10 мин	8	10	10	10	10	85	10
		20 мин	7	10	10	10	10	85	
		30 мин	6	10	10	10	10	85	
		1 ч	4	10	10	10	10	85	
		2 ч	1	9	10	10	10	85	
		3 ч	-	7	10	10	10	85	
		6 ч	-	4	10	10	10	85	
		12 ч	-	2	6	10	10	85	
		1 сут	-	-	5	9	10	85	
		4 сут	-	-	3	6	10	85	
	2 ч	10 мин	8	10	10	10	10	85	
		20 мин	7	10	10	10	10	85	
		30 мин	6	10	10	10	10	85	
		1 ч	4	10	10	10	10	85	
		2 ч	1	9	10	10	10	85	
		3 ч	-	6	10	10	10	85	
		6 ч	-	2	10	10	10	85	
		12 ч	-	-	4	10	10	85	
		1 сут	-	-	1	6	10	85	
		4 сут	-	-	-	2	10	85	
	4 ч и более	10 мин	8	10	10	10	10	85	
		20 мин	7	10	10	10	10	85	
		30 мин	6	10	10	10	10	85	
		1 ч	4	10	10	10	10	85	
		2 ч	1	9	10	10	10	85	
		3 ч	-	7	10	10	10	85	
		6 ч	-	4	10	10	10	85	
		12 ч	-	2	6	10	10	85	

Полученная доза, рад	Время начала облучения, t _{нач}	Продолжительность облучения, Т	Время выхода из строя после начала облучения						Смертность
			часы			сутки			
			3	6	12	1	14	30	
			1 сут	-	-	5	9	10	
		4 сут	-	-	3	6	10	85	
300	до 30 мин	10 мин	14	20	20	20	20	100	20
		20 мин	13	20	20	20	20	100	
		30 мин	12	20	20	20	20	100	
		1 ч	10	20	20	20	20	100	
		2 ч	5	18	20	20	20	100	
		3 ч	2	15	20	20	20	100	
		6 ч	1	9	20	20	20	100	
		12 ч	-	6	15	20	20	100	
		1 сут	-	4	11	18	20	100	
		4 сут	-	3	7	12	20	100	
	1 ч	10 мин	14	20	20	20	20	100	
		20 мин	13	20	20	20	20	100	
		30 мин	12	20	20	20	20	100	
		1 ч	10	20	20	20	20	100	
		2 ч	5	18	20	20	20	100	
		3 ч	-	9	20	20	20	100	
		6 ч	-	6	20	20	20	100	
		12 ч	-	2	10	20	20	100	
		1 сут	-	-	5	16	20	100	
		4 сут	-	-	1	17	20	100	
	2 ч	10 мин	14	20	20	20	20	100	
		20 мин	13	20	20	20	20	100	
		30 мин	12	20	20	20	20	100	
		1 ч	10	20	20	20	20	100	
		2 ч	5	18	20	20	20	100	
		3 ч	-	14	20	20	20	100	
		6 ч	-	4	20	20	20	100	
		12 ч	-	-	8	20	20	100	
		1 сут	-	-	3	15	20	100	
		4 сут	-	-	-	5	20	100	
	4 ч и более	10 мин	14	20	20	20	20	100	
		20 мин	13	20	20	20	20	100	
		30 мин	12	20	20	20	20	100	
		1 ч	10	20	20	20	20	100	
		2 ч	5	18	20	20	20	100	
		3 ч	-	14	20	20	20	100	
		6 ч	-	2	20	20	20	100	
		12 ч	-	-	7	20	20	100	
		1 сут	-	-	2	14	20	100	
		4 сут	-	-	-	4	20	100	
400	10 мин	10 мин	32	40	40	40	40	100	40
		20 мин	31	40	40	40	40	100	
		30 мин	30	40	40	40	40	100	
		1 ч	25	40	40	40	40	100	
		2 ч	15	37	40	40	40	100	
		3 ч	11	33	40	40	40	100	

Полученная доза, рад	Время начала облучения, t _{нач}	Продолжительность облучения, Т	Время выхода из строя после начала облучения						Смертность
			часы			сутки			
			3	6	12	1	14	30	
		6 ч	6	22	40	40	40	100	
		12 ч	2	16	34	40	40	100	
		1 сут	1	11	26	38	40	100	
		4 сут	-	7	18	28	40	100	
		20 мин	10 мин	32	40	40	40	40	
	20 мин		31	40	40	40	40	100	
	30 мин		30	40	40	40	40	100	
	1 ч		25	40	40	40	40	100	
	2 ч		15	37	40	40	40	100	
	3 ч		10	33	40	40	40	100	
	6 ч		3	20	40	40	40	100	
	12 ч		1	13	33	40	40	100	
	1 сут		-	9	25	37	40	100	
	4 сут		-	2	14	23	40	100	
	30 мин	10 мин	32	40	40	40	40	100	
		20 мин	31	40	40	40	40	100	
		30 мин	30	40	40	40	40	100	
		1 ч	25	40	40	40	40	100	
		2 ч	15	37	40	40	40	100	
		3 ч	9	33	40	40	40	100	
		6 ч	-	18	40	40	40	100	
		12 ч	-	10	30	40	40	100	
		1 сут	-	6	22	36	40	100	
		4 сут	-	1	11	23	40	100	
	1 ч	10 мин	32	40	40	40	40	100	
		20 мин	31	40	40	40	40	100	
		30 мин	30	40	40	40	40	100	
		1 ч	25	40	40	40	40	100	
		2 ч	15	37	40	40	40	100	
		3 ч	7	33	40	40	40	100	
		6 ч	-	15	40	40	40	100	
		12 ч	-	7	28	40	40	100	
		1 сут	-	4	18	35	40	100	
		4 сут	-	-	7	20	40	100	
	2 ч	10 мин	32	40	40	40	40	100	
		20 мин	31	40	40	40	40	100	
		30 мин	30	40	40	40	40	100	
		1 ч	25	40	40	40	40	100	
		2 ч	15	37	40	40	40	100	
		3 ч	5	33	40	40	40	100	
		6 ч	-	12	40	40	40	100	
		12 ч	-	4	23	40	40	100	
		1 сут	-	2	11	34	40	100	
		4 сут	-	-	4	14	40	100	
	4 ч и более	10 мин	32	40	40	40	40	100	
		20 мин	31	40	40	40	40	100	
		30 мин	30	40	40	40	40	100	
		1 ч	25	40	40	40	40	100	

Полученная доза, рад	Время начала облучения, t _{нач}	Продолжительность облучения, Т	Время выхода из строя после начала облучения						Смертность			
			часы			сутки						
			3	6	12	1	14	30				
		2 ч	15	37	40	40	40	100				
		3 ч	4	33	40	40	40	100				
		6 ч	-	10	40	40	40	100				
		12 ч	-	2	18	40	40	100				
		1 сут	-	-	7	32	40	100				
		4 сут	-	-	1	9	40	100				
		500	10 мин	10 мин	52	60	60	60		60	100	70
				20 мин	51	60	60	60		60	100	
30 мин	50			60	60	60	60	100				
1 ч	45			60	60	60	60	100				
2 ч	30			58	60	60	60	100				
3 ч	22			53	60	60	60	100				
6 ч	14			37	60	60	60	100				
12 ч	10			25	53	60	60	100				
1 сут	5			18	44	57	60	100				
4 сут	2		11	32	45	60	100					
20 мин	10 мин		52	60	60	60	60	100				
	20 мин		51	60	60	60	60	100				
	30 мин		50	60	60	60	60	100				
	1 ч		45	60	60	60	60	100				
	2 ч		30	58	60	60	60	100				
	3 ч		20	53	60	60	60	100				
	6 ч		11	37	60	60	60	100				
	12 ч		7	25	49	60	60	100				
	1 сут	3	18	40	56	60	100					
4 сут	1	11	28	42	60	100						
30 мин	10 мин	52	60	60	60	60	100					
	20 мин	51	60	60	60	60	100					
	30 мин	50	60	60	60	60	100					
	1 ч	45	60	60	60	60	100					
	2 ч	30	58	60	60	60	100					
	3 ч	18	53	60	60	60	100					
	6 ч	10	35	60	60	60	100					
	12 ч	4	22	47	60	60	100					
	1 сут	1	15	36	55	60	100					
4 сут	-	6	25	40	60	100						
1 ч	10 мин	52	60	60	60	60	100					
	20 мин	51	60	60	60	60	100					
	30 мин	50	60	60	60	60	100					
	1 ч	45	60	60	60	60	100					
	2 ч	30	58	60	60	60	100					
	3 ч	16	53	60	60	60	100					
	6 ч	5	30	60	60	60	100					
	12 ч	1	16	44	60	60	100					
	1 сут	-	9	32	54	60	100					
4 сут	-	4	14	34	60	100						
2 ч	10 мин	52	60	60	60	60	100					
	20 мин	51	60	60	60	60	100					

Полученная доза, рад	Время начала облучения, t _{нач}	Продолжительность облучения, Т	Время выхода из строя после начала облучения						Смертность		
			часы			сутки					
			3	6	12	1	14	30			
		30 мин	50	60	60	60	60	100			
		1 ч	45	60	60	60	60	100			
		2 ч	30	58	60	60	60	100			
		3 ч	14	53	60	60	60	100			
		6 ч	2	26	60	60	60	100			
		12 ч	-	8	38	60	60	100			
		1 сут	-	4	21	52	60	100			
		4 сут	-	-	8	28	60	100			
		4 ч и более	10 мин	52	60	60	60	60		100	
			20 мин	51	60	60	60	60		100	
	30 мин		50	60	60	60	60	100			
	1 ч		45	60	60	60	60	100			
	2 ч		30	58	60	60	60	100			
	3 ч		11	53	60	60	60	100			
	6 ч		1	21	60	60	60	100			
	12 ч		-	6	35	60	60	100			
	1 сут		-	-	14	48	60	100			
	4 сут		-	-	5	20	60	100			
	600	10 мин	10 мин	70	80	80	80	85		100	100
			20 мин	69	80	80	80	85		100	
30 мин			68	80	80	80	85	100			
1 ч			64	80	80	80	85	100			
2 ч			50	76	80	80	85	100			
3 ч			37	73	80	80	85	100			
6 ч			23	57	80	80	85	100			
12 ч			18	46	69	80	85	100			
1 сут			15	37	61	77	85	100			
4 сут			9	28	48	61	85	100			
20 мин		10 мин	70	80	80	80	85	100			
		20 мин	69	80	80	80	85	100			
		30 мин	68	80	80	80	85	100			
		1 ч	64	80	80	80	85	100			
		2 ч	50	76	80	80	85	100			
		3 ч	35	72	80	80	85	100			
		6 ч	18	54	80	80	85	100			
		12 ч	12	38	67	80	85	100			
		1 сут	7	31	51	76	85	100			
		4 сут	1	20	40	58	85	100			
30 мин		10 мин	70	80	80	80	85	100			
		20 мин	69	80	80	80	85	100			
		30 мин	68	80	80	80	85	100			
		1 ч	64	80	80	80	85	100			
		2 ч	50	76	80	80	85	100			
		3 ч	33	72	80	80	85	100			
		6 ч	17	52	80	80	85	100			
		12 ч	10	33	65	80	85	100			
		1 сут	6	26	49	74	85	100			
		4 сут	-	14	37	54	85	100			

Полученная доза, рад	Время начала облучения, t _{нач}	Продолжительность облучения, Т	Время выхода из строя после начала облучения						Смертность
			часы			сутки			
			3	6	12	1	14	30	
	1 ч	10 мин	70	80	80	80	85	100	
		20 мин	69	80	80	80	85	100	
		30 мин	68	80	80	80	85	100	
		1 ч	64	80	80	80	85	100	
		2 ч	50	76	80	80	85	100	
		3 ч	27	72	80	80	85	100	
		6 ч	11	47	80	80	85	100	
		12 ч	3	30	60	80	85	100	
		1 сут	1	16	45	72	85	100	
		4 сут	-	7	29	50	85	100	
	2 ч	10 мин	70	80	80	80	85	100	
		20 мин	69	80	80	80	85	100	
		30 мин	68	80	80	80	85	100	
		1 ч	64	80	80	80	85	100	
		2 ч	50	76	80	80	85	100	
		3 ч	24	72	80	80	85	100	
		6 ч	6	42	80	80	85	100	
		12 ч	1	18	54	80	85	100	
		1 сут	-	10	33	70	85	100	
		4 сут	-	2	17	42	85	100	
	4 ч и более	10 мин	70	80	80	80	85	100	
		20 мин	69	80	80	80	85	100	
		30 мин	68	80	80	80	85	100	
		1 ч	64	80	80	80	85	100	
		2 ч	50	76	80	80	85	100	
		3 ч	19	72	80	80	85	100	
		6 ч	3	36	80	80	85	100	
		12 ч	-	13	51	80	85	100	
		1 сут	-	3	25	66	85	100	
		4 сут	-	-	8	34	85	100	

Таблица А.8 – Значения коэффициента ослабления $K_{осл}$

Наименование укрытий, транспортных средств или условий расположения (действия) личного состава (населения)	$K_{осл}$
Открытое расположение на местности	1
ЗАЩИТНЫЕ СООРУЖЕНИЯ	
Окопы, щели	3
Дезактивированные окопы	20
Перекрытые щели	50
Противорадиационные укрытия (ПРУ)	100 и более
Убежища	1 000 и более
ТРАНСПОРТНЫЕ СРЕДСТВА	
Автомобили и автобусы	2
Железнодорожные платформы	1,5

Наименование укрытий, транспортных средств или условий расположения (действия) личного состава (населения)	К _{осл}
Крытые вагоны	2
Пассажирские вагоны	3
Транспортные средства с броней	4
ПРОМЫШЛЕННЫЕ И АДМИНИСТРАТИВНЫЕ ЗДАНИЯ	
Промышленные здания (цеха)	6
Производственные и административные здания	7
ЖИЛЫЕ КАМЕННЫЕ ДОМА	
Одноэтажные	10
Подвал	40
Двухэтажные	15
Подвал	100
Трехэтажные	20
Подвал	400
Пятиэтажные	27
Подвал	400
ЖИЛЫЕ ДЕРЕВЯННЫЕ ДОМА	
Одноэтажные	2
Подвал	7
Двухэтажные	8
Подвал	12
РАЙОН РАСПОЛОЖЕНИЯ ФОРМИРОВАНИЙ	
Район, оборудованный в течение 12-24 ч.	3
24 ч. и более	50
В СРЕДНЕМ ДЛЯ НАСЕЛЕНИЯ	
Городского	8
Сельского	4

Таблица А.9 – Приближенные значения радиационных потерь при
массированных ядерных ударах, в %

К _{осл}	Средняя мощность взрыва, q, тыс.т	Плотность ядерного удара, Δ тыс. т/км ²													
		0,001	0,002	0,003	0,01	0,02	0,04	0,06	0,08	0,1	0,15	0,2	0,3	0,5	1
1	1	0,5	1	2,6	5,2	11	27	43	56	66	80	87	92	96	98
	10	–	0,9	2,2	4,5	10	21	29	34	39	51	62	76	88	95
	100	–	–	1,2	2,4	4,9	11	15	19	23	30	37	48	63	85
	1 000	–	–	0,6	1,2	2,4	4,8	8	10	12	16	21	30	45	70
	10 000	–	–	–	0,8	1,5	3,1	5	6,5	7,8	12	14	20	29	43
2	1	–	–	–	0,9	1,8	3,6	6	9	12	23	46	78	89	96
	10	–	–	0,9	1,8	3,6	7,2	12	16	21	32	43	64	82	91

К _{осл}	Средняя мощность взрыва, q, тыс.т	Плотность ядерного удара, Δ тыс. т/км ²														
		0,001	0,002	0,003	0,01	0,02	0,04	0,06	0,08	0,1	0,15	0,2	0,3	0,5	1	
	100	—	—	0,6	1,2	2,4	4,8	8	11	14	19	25	34	48	73	
	1 000	—	—	—	0,6	1,3	2,5	3,8	5,2	7	10	14	18	27	48	
	10 000	—	—	—	—	0,9	1,7	2,6	3,5	4,4	6,5	9	13	20	30	
4	1	—	—	—	0,6	1,1	2,2	3,4	4,5	5,6	8,4	11	17	28	54	
	10	—	—	—	0,5	1	2	3	4,5	8	14	20	30	51	81	
	100	—	—	—	—	0,9	1,9	2,9	3,8	5	10	13	20	29	45	
	1 000	—	—	—	—	0,6	1,2	1,9	2,5	3,1	5	7,5	11	16	28	
	10 000	—	—	—	—	—	1	1,4	1,9	2,4	3,6	5	8	12	19	
8	1	—	—	—	—	0,6	1,3	1,9	2,6	3,2	4,8	6,4	9,6	16	32	
	10	—	—	—	—	—	—	—	0,5	0,7	1	2	7	11	23	
	100	—	—	—	—	—	0,5	0,8	1,1	1,4	2	3	5,5	10	20	
	1 000	—	—	—	—	—	0,5	0,8	1	1,3	1,9	2,5	3,8	7	17	
	10 000	—	—	—	—	—	0,5	0,8	1	1,3	2	2,6	3,9	6,5	13	
12	1	—	—	—	—	—	0,8	1,3	1,7	2,1	3,2	4,2	6,3	10	21	
	10	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0,7	0,9	1,4	23	7,2	
	100	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0,8	
	1 000	—	—	—	—	—	—	—	0,3	0,6	0,9	1,2	19,	3,1	8,5	
	10 000	—	—	—	—	—	—	—	0,7	0,8	1,2	1,7	2,5	4,2	8,4	
20	1	—	—	—	—	—	—	0,7	0,9	1,1	1,6	2,2	3,3	5,5	11	
	10	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0,6	0,9	1,4	2,9	
	100	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0,5	
	1 000	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0,6	1,2	
	10 000	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0,5	0,8	1,2	2	4,1	

Таблица А.10 – Радиусы зон радиоактивного загрязнения в районе эпицентра ядерного взрыва, в км

Мощность взрыва, кт	Максимальная высота подъема центра облака за 10 минут, км	Радиусы зон радиоактивного загрязнения в районе эпицентра ядерного взрыва, км			
		Зона А	Зона Б	Зона В	Зона Г
20	8	0,77	0,47	0,36	0,25
50	10	0,9	0,57	0,45	0,33
100	12	1	0,67	0,56	0,4
200	15	1,12	0,77	0,62	0,48
300	17	1,2	0,82	0,67	0,52
500	19	1,3	0,9	0,74	0,59
1 000	22	1,43	1	0,84	0,68
2 000	25	1,57	1,13	0,95	0,77
3 000	27	1,65	1,2	1	0,85
5 000	28	1,76	1,3	1,1	0,91
10 000	32	1,91	1,43	1,22	1

РАСЧЁТНЫЕ ЗАДАЧИ ПО ВЫЯВЛЕНИЮ И ОЦЕНКЕ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ

Учебное пособие

Авторы:

Сергеев Иван Юрьевич, канд. тех. наук

Малый Виталий Петрович, доктор физ.-мат. наук, доцент

Васильев Александр Викторович, канд. тех. наук

Лашинский Василий Владимирович, канд. физ.-мат. наук

Шмырёва Марианна Борисовна, канд. экон. наук

Филкова Анастасия Петровна

Николаев Глеб Александрович