

В. Ф. Ластовкин

# **ОСНОВЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ**

*Учебное пособие*

Нижний Новгород  
2017

Министерство образования и науки Российской Федерации  
Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего  
образования «Нижегородский государственный архитектурно-строительный университет»

В.Ф. Ластовкин

## Основы радиационной безопасности

Утверждено редакционно-издательским советом университета  
в качестве учебного пособия

Нижний Новгород  
ННГАСУ  
2017

ББК 68.69  
Л 26  
УДК 351.8:614.8  
(075.8)

Рецензенты:

*Пачурин Г.В.* – доктор технических наук, профессор  
*Лоскутов Э.Е.* – кандидат военных наук

Ластовкин В. Ф. Основы радиационной безопасности [Текст]: учеб. пособие / В.Ф. Ластовкин; Нижегород. гос. архитектур.- строит. ун-т – Н. Новгород: ННГАСУ, 2017. – 143 с. ISBN 978-5-528-00207-1

Рассмотрены источники ионизирующих излучений, технические средства контроля радиационной обстановки, дана краткая характеристика радиационно-опасных объектов, приведены требования нормативных документов по обеспечению радиационной безопасности. Особое внимание уделено организации противорадиационной защиты населения в условиях нормальной обстановки и при радиационной аварии.

Предназначено для студентов, изучающих дисциплины «Радиационная безопасность», «Гражданская оборона» и «Безопасность жизнедеятельности в ЧС».

ББК 68.69

ISBN 978-5-528-00207-1

© Ластовкин В.Ф., 2017  
© ННГАСУ, 2017

## СОДЕРЖАНИЕ

<b>Введение .....</b>	<b>5</b>
<b>Глава I. Общая характеристика ионизирующих излучений .....</b>	<b>9</b>
1. Виды ионизирующих излучений .....	9
2. Активность радионуклидов .....	11
3. Единицы измерения ионизирующих излучений .....	13
4. Особенности воздействия радиации на человека .....	16
<b>Глава II. Источники ионизирующих излучений .....</b>	<b>22</b>
1. Природная радиация .....	22
1.1. Земная радиация .....	22
1.2. Космическая радиация .....	23
2. Техногенные источники излучений .....	24
2.1. Медицинская аппаратура .....	24
2.2. Последствия испытаний ядерного оружия .....	25
2.3. Аварии на радиационно-опасных объектах .....	25
2.4. Сжигание органического топлива на ТЭС .....	27
2.5. Потребительские товары, содержащие радионуклиды .....	27
<b>Глава III. Характеристика объектов ядерной энергетики .....</b>	<b>29</b>
1. Классификация радиационно-опасных объектов .....	29
1.1. Атомные станции на термоядерном топливе .....	34
1.2. Предприятия по регенерации отработанного ядерного топлива и хранению радиоактивных отходов .....	35
1.3. Атомный гражданский и военный флот .....	36
2. Радиационные аварии и их последствия .....	38
2.1. Основные сведения о радиационных авариях .....	38
2.2. Последствия Чернобыльской катастрофы .....	40
2.3. Особенности аварий на АЭС .....	48
<b>Глава IV. Требования к обеспечению радиационной безопасности населения .....</b>	<b>52</b>
1. Основные принципы обеспечения радиационной безопасности.....	52
2. Контроль техногенного облучения населения .....	53
3. Контроль природного облучения населения .....	55
3.1. Допустимые уровни излучений на объектах строительства.....	55
3.2. Требования к качеству питьевой воды .....	58
3.3. Требования к качеству продуктов питания .....	59
<b>Глава V. Организация противорадиационной защиты населения .....</b>	<b>64</b>
1. Управленческие решения по защите населения в условиях нормальной радиационной обстановки .....	64
1.1. Планирование защиты персонала АЭС и населения .....	64
1.2. Создание оперативной локальной системы оповещения .....	67
1.3. Инженерно-технические мероприятия по обеспечению безопасной работы АЭС .....	67
1.4. Подготовка защитных сооружений для укрытия персонала и населения в случае аварии на АЭС .....	68

1.5. Обеспечение персонала АЭС и населения средствами индивидуальной защиты .....	69
1.6. Строительство дорожной сети в зоне АЭС .....	70
1.7. Создание вокруг АЭС зон безопасности .....	70
1.8. Поддержание в постоянной готовности сил и средств для ликвидации аварии .....	72
1.9. Подготовка персонала объекта и населения к действиям в условиях радиационного загрязнения .....	73
1.10. Контроль радиационной обстановки .....	74
2. Управленческие решения по защите населения при радиационной аварии ...	76
2.1. Действия органов управления при аварии на АЭС .....	76
2.2. Оперативное прогнозирование последствий аварии и принятие решений по защите населения .....	79
<b>Глава VI. Особенности специальной обработки в зоне радиоактивного загрязнения .....</b>	<b>91</b>
1. Дезактивация .....	91
2. Санитарная обработка людей .....	93
3. Приспособление пунктов мойки автотранспорта для обеззараживания подвижных технических средств .....	95
<b>Глава VII. Технические средства контроля радиационной обстановки (ТСКРО).....</b>	<b>100</b>
1. Предназначение технических ТСКРО .....	100
2. Системы контроля радиационной обстановки .....	101
2.1. Системы радиационного мониторинга окружающей среды.....	101
2.2. Системы контроля радиационной безопасности жилых и служебных помещений .....	102
2.3. Системы контроля радиационной безопасности эксплуатации ядерных энергетических установок .....	102
3. Приборы радиационного контроля .....	102
<b>Заключение .....</b>	<b>106</b>
<b>Список литературы .....</b>	<b>107</b>
<b>Приложения</b>	
Приложение 1. Характеристика ядерных распадов некоторых радионуклидов .....	110
Приложение 2. Распад и накопление радиоактивного изотопа .....	111
Приложение 3. Соотношения между единицами СИ и внесистемными единицами активности и характеристик поля излучения .....	112
Приложение 4. Методика определения режимов радиационной защиты .....	113
Приложение 5. Методика прогнозирования последствий аварии на АЭС .....	126
Приложение 6. Карточка индивидуального учета доз облучения (вариант) .....	133
Приложение 7. Аппаратура и приборы радиационной разведки, радиометрического и дозиметрического контроля .....	135
Приложение 8. Методика определения режима поведения людей на загрязненной радиоактивными веществами местности .....	141
Приложение 9. Принятые сокращения .....	143

## ВВЕДЕНИЕ

Радиационная безопасность населения является важным элементом национальной безопасности и подразумевает состояние защищенности настоящего и будущих поколений от вредного воздействия радиации. Любое полезное применение источников ионизирующего излучения в промышленности, науке, медицине, сельском хозяйстве должно быть безопасным.

Человечество живет и будет жить в радиоактивном мире. Радиация существует как часть природы. Определенные дозы облучения люди получали всегда. Впервые об этом стало известно в 19 веке в Австрии, где шахтеры, работавшие на свинцовых рудниках, в молодом возрасте умирали от неизвестной «горной болезни». В 1879 году стало известно, что «горная болезнь» – это рак легких. Причина заболевания – высокая концентрация урана в свинцовых рудах. Вскоре радиоактивность была открыта как явление.

Хронология событий в области открытия и использования ядерной энергии:

- 1895 г. – немецкий физик В. Рентген открыл X-лучи (неизвестные лучи), которые назвали рентгеновскими лучами;
- 1896 г. – открытие естественной радиоактивности урана французским физиком А. Беккерелем;
- 1898 г. – открытие радиоактивных свойств полония и радия М. Склодовской и П. Кюри;
- 1899 г. – открытие ионизирующих альфа- и бета-излучений Э. Резерфордом;
- 1900 г. – открытие гамма-излучения П. Вийаром;
- 1910 г. – доклад В.И. Вернадского в Академии наук России о возможности управления энергией атомного распада;
- 1911 г. – открытие атомного ядра Э. Резерфордом;
- 1922 г. – В.И. Вернадский впервые предположил возможность использования энергии атомного распада как источника энергии или источника самоуничтожения (атомного оружия);
- 1928 г. – создана МКРЗ (Международная комиссия по радиологической защите);
- 1928 г. – А. Надсон и Г.С. Филиппов установили мутагенное воздействие радиации на живые организмы;
- 1932 г. – открытие английским физиком Д. Чедвигом нейтрона;
- 1934–1937 гг. – Ферми, Жолио-Кюри, Коварски установили, что при делении ядер выделяются свободные нейтроны, которые вызывают цепную реакцию;
- 1942 г. – А. Эйнштейн и другие физики разработали проект создания атомной бомбы;
- 1945 г. – испытание первой атомной бомбы в США;
- 1945 г. – создано Опытное конструкторское бюро машиностроения (ОКБ им. И.И. Африкантова) на базе Горьковского машиностроительного завода по разработке оборудования для атомной промышленности (реакторы на тепловых и быстрых нейтронах для подводных лодок и надводных кораблей ВМФ, а также судов ледокольного флота);

- 1946 г. – под руководством И.В. Курчатова осуществлена управляемая цепная реакция на первом ядерном реакторе в СССР;
- 1949 г. – принято Постановление правительства СССР о создании в г. Сарове (Арзамас-16) завода «Авангард» – первого ядерного предприятия для обеспечения армии и флота СССР ядерным оружием (ныне РФЯЦ – ВНИИЭФ – Российский федеральный ядерный центр Всероссийского исследовательского института экспериментальной физики);
- 1952 г. – первое испытание водородной бомбы США на острове в Тихом океане (остров исчез с лица Земли);
- 1953 г. – первый термоядерный взрыв в СССР;
- 1954 г. – открытие первой в мире АЭС в Обнинске (Калужская область);
- 1955 г. – пуск ядерного реактора для первой атомной подводной лодки;  
– первое испытание термоядерного заряда РДС-37 в СССР;  
– пуск первого экспериментального реактора на быстрых нейтронах;
- 1956 г. – принятие в ООН Устава МАГАТЭ;  
– построен первый в СССР «Токамак» – устройство для осуществления управляемого термоядерного синтеза;
- 1957 г. – спущена на воду первая атомная подводная лодка пр. 627;  
– испытание первой ядерной торпеды Т-5, запущенной с подводной лодки на Северном испытательном полигоне СССР;  
– спуск на воду первого атомного ледокола «Ленин»;
- 1960 г. – Н.С. Хрущев провозгласил новую военную доктрину СССР, основанную на баллистических ракетах с ядерным оружием как решающем факторе обеспечения безопасности;
- 1961 г. – первый в СССР подземный ядерный взрыв на Семипалатинском полигоне;  
– первый в СССР космический ядерный взрыв, осуществленный с помощью ракетного запуска с полигона Капустин Яр;  
– на Новой Земле взорван самый мощный в мире термоядерный заряд («Кузькина мать», или «Царь – бомба») мощностью более 50 Мгт;
- 1962 г. – на Семипалатинском полигоне осуществлен последний в СССР наземный ядерный взрыв;  
– на Северном полигоне осуществлен последний в СССР воздушный ядерный взрыв;  
– СССР в одностороннем порядке прекратил испытания ядерного оружия;
- 1964 г. – пущен первый реактор на быстрых нейтронах на Белоярской АЭС;  
– пущен первый реактор ВВЭР-210 на Нововоронежской АЭС;

- 1968 г. – Нижегородское отделение «Теплоэнергопроекта» (НИАЭП) приступило к проектированию энергоблоков для АЭС (Армянская, Ростовская, Калининская);
- 1970 г. – вступил в силу международный Договор о нераспространении ядерного оружия;
- 1972 г. – подписан международный Договор о запрещении размещения на дне морей и океанов ядерного и других видов оружия массового поражения;
- 1975 г. – вступила в строй крупнейшая в СССР установка «Токамак-10»;
- 1977 г. – пущен первый в СССР завод по переработке отходов ядерного топлива (ПО «Маяк», г. Озерск, Челябинская обл.);
- 1991 г. – закрыт Семипалатинский ядерный полигон;
- 2014 г. – введен в строй «Горно-химический комбинат» (г. Железногорск Красноярского края) по переработке оружейного плутония в топливо для реакторов на быстрых нейтронах (топливо МОКС);
- 2015 г. – запущен самый мощный реактор БН-800 на Белоярской АЭС (на топливе МОКС);
- 2018 г. – планируется пуск «Токамак-15» – одной из крупнейших в мире экспериментальных термоядерных установок;
- 2040 г. – планируется разработать первый опытный образец термоядерного реактора.

История овладения атомной энергией, начиная с открытия реакции деления урана, насчитывает более 70 лет. В настоящее время энергия атома широко используется во многих отраслях экономики. Атомной энергетике принадлежит большое будущее. Вместе с тем, аварии на ядерных объектах, особенно Чернобыльская катастрофа, показали высокую степень радиационной опасности для людей и природной среды.

Насколько опасно функционирование объектов ядерной энергетике для людей? Проведенные исследования свидетельствуют о том, что риски для здоровья, связанные с проживанием вблизи АЭС (при условии их безаварийной работы) примерно в тысячу раз ниже, чем риски, которым подвергаются жители вблизи угольной электростанции (ТЭС). Выбросы ТЭС (зола и токсичные газы) наносят организму химический вред, несопоставимый с облучением от нормально работающей АЭС. Кроме того, в выбросах угольной ТЭС содержатся природные радионуклиды (торий, уран, радий, калий-40). В России облучение, связанное с угольной энергетикой оценивается примерно так же, как облучение от испытаний ядерного оружия и аварии на Чернобыльской АЭС.

В сравнении с гидроэлектростанциями (ГЭС) атомные станции наносят значительно меньший вред окружающей природной среде. Для функционирования ГЭС необходимо создание водохранилища, под которым затопливаются большие площади плодородных земель. Вода в них застаивается и теряет свое качество, что сказывается на водоснабжении населения, на развитии рыбного хозяйства. Обостряются проблемы с водообменном вследст-

вие замедления скорости течения в реках. Так, если до возведения каскада ГЭС на Волге вода от истока до устья проходила за 50–60 дней, то сейчас – за 8–10 месяцев.

Атомная энергетика имеет целый ряд преимуществ перед традиционными источниками энергии, но для их сохранения требуется обеспечить нормальную работу ядерных энергоблоков и свести к минимуму риски аварийных ситуаций.

Обеспечение радиационной безопасности населения – это, в первую очередь, задача государства. В России действует ряд федеральных законов, санитарных норм и правил, а также других нормативных документов, направленных на защиту населения от ядерной и радиационной угрозы. Утверждена Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года» (ФЦП ЯРБ-2), главная цель которой – комплексное обеспечение безопасности в области ядерной энергетике. Программа направлена на решение проблем ядерного наследия России и создание объектов инфраструктуры по обращению с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Основной исполнитель программы – госкорпорация по атомной энергии Росатом. Проблемами радиационной безопасности также призваны заниматься такие органы государственной исполнительной власти, как ФМБА (Федеральное медико-биологическое агентство) и Ростехнадзор (Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору). ФМБА и подконтрольный ему Госсанэпиднадзор в сфере радиационной безопасности организуют контроль за соблюдением требований законодательства в области атомной энергетике, отвечают за профилактику профессиональных заболеваний у работников атомной отрасли, за предупреждение опасного влияния радиации на человека. Ростехнадзор занимается реализацией государственной политики в сфере радиационной безопасности, выполняет функции по контролю и надзору в области проведения работ, связанных с использованием атомной энергии, обеспечивает безопасность использования, хранения и утилизации ядерных материалов.

Для ликвидации последствий радиационных аварий привлекаются специальные формирования Росатома, Росгидромета, МЧС и других государственных структур.

Настоящее учебное пособие имеет своей целью дать основные сведения о радиационной безопасности населения, организационных и инженерно-технических мероприятиях по снижению радиационного воздействия на окружающую среду. В материалах книги содержатся методики прогнозирования радиационной обстановки и ее оценки при авариях на объектах ядерной энергетике.

# ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

### 1. Виды ионизирующих излучений

Атомное ядро состоит из нуклонов – *протонов* и *нейтронов*, которые могут превращаться друг в друга. Заряд ядра определяется числом протонов  $Z$  и соответствует порядковому номеру в таблице Менделеева. Массовое число  $A$  равно общему числу нуклонов – протонов  $Z$  и нейтронов  $N$  ( $A = Z + N$ ).

Для обозначения атомных ядер пользуются символом элемента, которому принадлежит атом. Например,  $^{238}\text{U}$  – ядро урана – 238, в котором 238 нуклонов, из которых 92 – протоны, так как элемент уран имеет 92-й номер в Периодической системе Д.И. Менделеева.

Нуклиды, имеющие одинаковое число протонов, называются *изотопами*. Они различаются массовым числом  $A$ . Все изотопы принадлежат одному химическому элементу. Так, водород имеет три изотопа: протий (H), дейтерий –  $^2\text{H}$  (D) и радиоактивный тритий –  $^3\text{H}$  (T). Нуклиды с одинаковым массовым числом  $A$  называются *изобарами*, которые принадлежат к разным химическим элементам. Радионуклиды, имеющие одинаковое массовое число  $A$  и одинаковое количество протонов  $Z$ , но находящихся в различном энергетическом состоянии, являются ядерными изобарами.

*Радиоактивность* – способность атомных ядер самопроизвольно превращаться в другие ядра с испусканием различных видов радиоактивных излучений и элементарных частиц. Ионизирующее излучение представляет собой поток частиц и квантов электромагнитного излучения, прохождение которого через вещество приводит к ионизации и возбуждению атомов и молекул среды. Излучение – способ, которым атомы отдают избыток энергии.

Радиоактивность изотопов, существующих в природе, называют естественной, а активность изотопов, полученных в результате различных ядерных реакций – искусственной.

Ионизирующие излучения подразделяются на электромагнитные и корпускулярные. *Электромагнитные ИИ* – энергия, источником которой являются электроны (гамма – кванты, рентгеновские излучения). *Корпускулярные ИИ* – все остальные виды излучений: бета-частицы, протоны, альфа-частицы и др.).

Виды ионизирующих излучений:

- *альфа-излучения* – поток положительно заряженных частиц, испускаемых при распаде тяжелых ядер с порядковым номером больше 82, например урана или радия. При внешнем облучении человека серьезной опасности не представляют. Защитой от них может служить тонкий слой любого вещества (одежда, лист бумаги, 10 см. слой воздуха и т.п.). В практической деятельности чаще используют экраны из стекла или плексигласа толщиной несколько

миллиметров. При внутреннем облучении (с пищей, водой, вдыхаемым воздухом) альфа-излучения очень опасны для человека;

- *бета-излучения* – поток отрицательно заряженных частиц (электронов) или положительно заряженных частиц (позитронов), который задерживается оконным стеклом, одеждой или другими материалами толщиной 1–2 см. Для защиты от бета-частиц, как правило, используются комбинированные экраны: один слой плексигласа, карболита и т.п., другой слой – материал с большой атомной массой.

При внутреннем облучении человека бета-излучения особо опасны;

- *гамма-излучения* – коротковолновые электромагнитные излучения, проникающие через все вещества. Тело человека они проходят насквозь. Полную защиту от этих излучений обеспечить трудно. На практике ослабление интенсивности гамма-излучений различными веществами характеризуется величиной слоя половинного ослабления (слой вещества, при прохождении которого интенсивность излучения уменьшается в два раза). В практической деятельности для защиты используются экраны с большой атомной массой (свинец, вольфрам) или более дешевые материалы (сталь, чугун), а также стационарные экраны из бетона.

Высокая проникающая способность гамма-излучений делает их одинаково опасными как при внутреннем, так и при внешнем расположении источника излучения;

- *нейтроны* – частицы, излучаемые только техническими (искусственными) источниками. Нейтроны проникают в ядра атомов и вызывают ядерные реакции, в результате чего получают искусственные радиоактивные изотопы. Под воздействием нейтронов элементы Na, K, C, N, P превращаются в радионуклиды – гамма-излучатели, т.е. создается наведенная радиоактивность, очень опасная для человека. Источники нейтронов – атомные реакторы на тепловых нейтронах.

Для защиты от нейтронов используют экраны из бериллия, графита и материалов, содержащих водород (парафин и вода). От комбинированного действия нейтронов и гамма-излучений на практике применяются экраны из тяжелых и легких материалов (свинец-вода, свинец-полиэтилен, железо-вода и др. пары комбинаций);

- *рентгеновские излучения* – вид электромагнитных излучений, который может представлять опасность для человека. Однако в медицине, как правило, используются излучения с низшей энергией и кратковременно, и поэтому они нашли широкое применение в диагностике различных заболеваний.

## 2. Активность радионуклидов

Количество радиоактивного вещества со временем уменьшается в результате его распада. Скорость, с которой распадаются радионуклиды, определяется степенью нестабильности их ядер. Для каждого радиоактивного вещества скорость распада ядер его атомов постоянна, неизменна и характерна только для данного изотопа. Все радионуклиды распадаются в одном и том же порядке и подчиняются *закону радиоактивного распада*. Суть закона заключается в том, что за единицу времени распадается одна и та же часть имеющихся в наличии ядер атомов радиоактивного изотопа.

$$N_t = N_0 e^{-\lambda t}, \quad (1.1)$$

где  $N_0$  – исходное количество атомов;  $N_t$  – число атомов, оставшихся через время  $t$ ;  $\lambda$  – постоянная распада,  $\text{с}^{-1}$ .

Важной характеристикой активности вещества является период его полураспада. *Период полураспада* ( $T_{1/2}$ ) – время, в течение которого распадается половина исходного количества радиоактивных атомов. За следующий период полураспада распадутся не все оставшиеся атомы, а 50% от оставшихся, т.е. 25% от первоначального их числа. Периоды полураспадов некоторых изотопов приведены в приложении 1. Чем меньше период полураспада, тем интенсивнее происходит распад. Так, активность радона (3,8 суток) значительно выше, чем стронция-90 (28 лет) или плутония-239 (25 тыс. лет).

Радионуклиды обычно находятся в смеси с нерадиоактивными веществами в количествах, не поддающихся весовому определению. Поэтому мерой количества радиоактивного вещества служит не масса, а активность.

*Активность* – число ядерных превращений (распадов ядра) в единицу времени. В системе СИ за единицу активности принят беккерель. *Беккерель (Бк)* – это один распад ядра в секунду. Так как это очень маленькая физическая величина, то на практике чаще используется более крупная внесистемная единица – *Кюри (Ки)*.

$$1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк.}$$

Масса радионуклида и его активность связаны соотношением [30]:

$$m = \frac{A \cdot M \cdot T}{4,17 \cdot 10^9}, \quad (1.2)$$

где  $m$  – масса радионуклида, г;  $A$  – активность, Бк;  $M$  – атомная масса;  $T_{1/2}$  – период полураспада, с.

На практике активность может рассматриваться как поверхностная, объемная и удельная.

*Поверхностная активность* – активность источника ИИ на единице площади (плотность загрязнения). Этот показатель применяется для определения степени загрязнения какой-либо местности. Единица измерения плотности загрязнения – Бк/м<sup>2</sup>. Так как при радиационных авариях загрязнению подвергаются значительные территории, то чаще используется более крупная внесистемная единица – Ки/км<sup>2</sup>.

$$1 \text{ Ки/км}^2 = 37 \text{ кБк/м}^2 = 3,7 \cdot 10 \text{ Бк/м}^2.$$

Местность считается незагрязненной при активности до 1 Ки/км<sup>2</sup>, максимально возможной для проживания – до 2 Ки/км<sup>2</sup>. При более высоких показателях население подлежит переселению. *В результате Чернобыльской аварии плотность загрязнения более 1 Ки/км* наблюдалась на территориях 19 областей Белоруссии, Украины и России, а также 17 других государств. В РФ было загрязнено более 7 тыс. населенных пунктов (50 тыс. кв. км). В Нижегородской области в некоторых местах Лукояновского и Большеболдинского районов плотность загрязнения достигала 5 Ки/км<sup>2</sup>, а общая площадь загрязнения составила 250 кв. км.

*Объемная активность* (активность источника ИИ в единице объема) используется для определения степени загрязнения воздуха, жидкости. Системные единицы измерения – Бк/м<sup>3</sup>, Бк/л, внесистемные – Ки/м<sup>3</sup>, Ки/л.

Все радионуклиды по степени их токсичности для человека и животных разделены на 5 групп.

Группа А – радионуклиды особо высокой токсичности, среднегодовая допустимая концентрация для которых в воде установлена в пределах 3,7...370 Бк/л: <sup>210</sup>Pb, <sup>210</sup>Po, <sup>226</sup>Ra, <sup>230</sup>Th, <sup>232</sup>U и др.

Группа Б – радионуклиды с высокой радиотоксичностью (37...3700 Бк/л): <sup>106</sup>Pu, <sup>131</sup>I, <sup>235</sup>U и др.

Группа В – радионуклиды со средней радиотоксичностью (0,37...3,7 кБк/л): <sup>22</sup>Na, <sup>32</sup>P, <sup>36</sup>Se, <sup>45</sup>Ca, <sup>60</sup>Co и др.

Группа Г – радионуклиды с наименьшей радиотоксичностью (0,37...3,7 кБк/л): <sup>7</sup>Be, <sup>14</sup>C, <sup>55</sup>Fe, <sup>64</sup>Cu и др.

Группа Д – тритий и его химические соединения, допустимая концентрация которых в воде установлена 148 кБк/л.

*Удельная активность* (активность источника ИИ в единице массы вещества) применяется для определения степени загрязнения твердых материалов. Системная единица измерения – Бк/кг.

Для решения практических задач по определению поверхностной, объемной или удельной активности радионуклидов можно воспользоваться таблицей множителей и приставок, приведенной в Приложении 2.

*Примеры решения задач [30]:*

Пример 2.1. После радиационной аварии плотность загрязнения территории цезием-137 составила  $50 \text{ Ки/км}^2$ . Сколько потребуется времени, чтобы активность данного радионуклида снизилась до  $5 \text{ Ки/км}^2$ .

*Решение:* Согласно зависимости (1.1) определяем показатель  $e^{-\lambda t}$

$$e^{-\lambda t} = N_t / N_0 = 5/50 = 0,1.$$

По таблице (Приложение 2) этому показателю соответствует значение:  $t/T=3,2$ .

Отсюда:  $t = T \cdot 3,2 = 96$  (лет).

Пример 2.2. Рассчитать массу урана-238, соответствующего радиоактивности в 1 Ки.

*Решение:* По зависимости (1.2) определяем массу радионуклида:

$$m = A \cdot M \cdot T_{1/2} / 4,17 \cdot 10^{23} = 3,7 \cdot 10^{10} \cdot 238 \cdot 4,47 \cdot 10^9 \cdot 3,65 \cdot 24 \cdot 60 \cdot 60 / 4,17 \cdot 10^{23} = 3 \cdot 10^6 \text{ г} = 3 \text{ т}.$$

Таким образом, активность в 1 Ки соответствует 3 т урана-238.

Активность вещества не в полной мере отражает степень биологического воздействия на живой организм. В физике и радиобиологии существует величина, используемая для оценки воздействия ИИ на любые вещества и живые организмы – доза излучения.

*Доза ИИ* – количество энергии, поглощенной единицей массы облучаемой среды.

### **3. Единицы измерения ионизирующих излучений**

Результат воздействия ИИ на облучаемые объекты определяется количеством поглощенной энергии, приходящейся на единицу массы облучаемого вещества, и выражается *поглощенной дозой (Д)*:

$$Д = \frac{d\bar{E}}{dm},$$

где  $d\bar{E}$  – средняя энергия, переданная ИИ веществу, находящемуся в элементарном объеме;  $dm$  – масса вещества в элементарном объеме.

Поглощенная доза является основной дозиметрической величиной.

В системе СИ за единицу поглощенной дозы принят *грей* (Гр):

1 Гр = 1 Дж/кг. Внесистемной единицей, которую часто используют на практике, является *рад* (радиоактивная адсорбированная доза):

$$1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр} = 100 \text{ эрг/г.}$$

Поглощенная доза, отнесенная к единице времени, называется мощностью поглощенной дозы, которая измеряется в Гр/с, Гр/ч, рад/с, рад/ч.

Для характеристики дозы излучения по эффекту ионизации сухого воздуха при атмосферном давлении может использоваться *экспозиционная доза* ( $X$ ), выражаемая энергией гамма- или рентгеновского излучения:

$$X = \frac{dQ}{dm},$$

где  $dQ$  – энергия, переданная фотонным излучением элементарному объему воздуха;  $dm$  – масса воздуха в элементарном объеме.

За единицу экспозиционной дозы в системе СИ принят *кулон/кг* (Кл/кг). Внесистемная единица *рентген* (Р). ( $1\text{Р} = 2,58 \cdot 10^{-4}$  Кл/кг). Энергетический эквивалент рентгена для воздуха составляет примерно 88 эрг/г. Поэтому поглощенная доза излучения, равная 1 раду, будет равна 1,14 рентгена. Еще меньше отличается это соотношение для биологической ткани человека (около 1,04 Р). В дозиметрии величиной 0,04 пренебрегают и считают, что 1 рад = 1Р.

Экспозиционная доза, отнесенная к единице времени, называется мощностью экспозиционной дозы или *уровнем радиации*, которая выражается в Р/ч (мР/ч, мкР/ч).

Экспозиционная доза ранее использовалась в рентгенодиагностике, однако, при переходе к высокоэнергетическим типам излучения, выяснилась ограниченность этой характеристики при оценке поглощенной дозы, особенно в живых организмах. Поэтому для определения взаимодействия ИИ со средой облучения используется поглощенная доза.

Поглощенная и экспозиционная дозы не учитывают те биологические эффекты, которые дают другие виды излучения (бета-, альфа-частицы и нейтроны) при воздействии на ткани организма человека. При одной и той же поглощенной дозе альфа, бета и гамма-излучения оказывают неодинаковое поражающее действие. Чтобы учесть эту особенность применяется эквивалентная доза.

*Эквивалентная доза* ( $H$ ) представляет собой произведение поглощенной дозы ( $D$ ) в органе или ткани ( $T$ ) на соответствующий взвешивающий коэффициент  $W_R$  для данного вида излучения (табл. 1.2.):

$$H_{T.R.} = W_R \cdot D_{T.R.}$$

**Взвешивающие коэффициенты  $W_R$  для отдельных видов излучений**

Вид излучения	Взвешивающий коэффициент $W_R$
Рентгеновские и гамма-излучения	1
Электроны, позитроны, бета-частицы	1
Протоны	10
Нейтроны тепловые	3
Нейтроны быстрые	10
Альфа-частицы	20

Эквивалентная доза в системе СИ измеряется в *зивертах* (Зв). 1 Зв = Дж/кг. Внесистемной единицей служит *бэр* (биологический эквивалент рентгена):

$$1 \text{ Зв} = 1 \text{ Гр} \cdot W_R = 100 \text{ рад} \cdot W_R = 100 \text{ бэр}.$$

Эквивалентная доза, отнесенная к единице времени, называется мощностью эквивалентной дозы, которая измеряется в Зв/с, Зв/ч, бэр/с, бэр/ч.

Для определения меры риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов, имеющих различную радиочувствительность, используют *эффективную эквивалентную дозу* ( $H_{эф}$ ), представляющую собой сумму произведений эквивалентной дозы в органе или ткани ( $T$ ) на соответствующий взвешивающий коэффициент ( $W_T$ ) для данного органа или ткани (табл. 1.3):

$$H_{эф} = \sum_T H_{tT} \cdot W_T,$$

где  $H_{tT}$  – эквивалентная доза в органе или ткани  $T$  за время  $t$ .

Таблица 1.3

**Значения коэффициента  $W_T$** 

Органы, ткани организма	$W_T$	Органы, ткани организма	$W_T$
1. Гонады	0,20	8. Печень	0,05
2. Костный мозг	0,12	9. Пищевод	0,05
3. Толстый кишечник	0,12	10. Щитовидная железа	0,05
4. Легкие	0,12	11. Кожа	0,01
5. Желудок	0,12	12. Клетки костных поверхностей	0,01
6. Мочевой пузырь	0,05	13. Остальное	0,05
7. Грудная клетка	0,05		

Организм в целом 1,00

Эффективная эквивалентная доза измеряется в зивертах и бэрах, а ее мощность в Зв/с, Зв/ч, бэр/с, бэр/ч.

*Пример.* Коэффициент  $W_T$  для щитовидной железы составляет 0,05. Щитовидная железа получила эквивалентную дозу облучения в 100 мЗв. При пересчете дозы в эффективную эквивалентную дозу на все тело получим:

$$100 \cdot 0,05 = 5 \text{ мЗв}.$$

Для оценки эквивалентной дозы, полученной группой людей (персонал объекта экономики, жители населенного пункта и т.п.), используется *коллективная эквивалентная доза*, которая представляет собой сумму индивидуальных доз всех людей в данной группе. Единица измерения такой дозы – *человеко-зиверт* (чел-Зв). Например, расчеты показали [25], что *дозовая нагрузка после аварии на Чернобыльской АЭС только от цезия-137 в течение первого года составила для населения, проживающего на загрязненной территории бывшего СССР,  $2 \cdot 10^5$  чел-Зв.*

Оценка коллективной дозы позволяет прогнозировать неблагоприятные последствия на людей и принимать решения по их защите.

Соотношения некоторых единиц измерения радиоактивности представлены в приложении 3.

Для упрощенной оценки информации по однотипным ионизирующим излучениям можно использовать следующие соотношения:

1. Поверхностная активность источника излучения плотностью  $1 \text{ Ки/км}^2$  эквивалентна мощности экспозиционной дозы  $10 \text{ Р/ч}$  или  $1 \text{ Р/ч}$  соответствует загрязнению плотностью в  $10 \text{ мкКи/см}^2$ .

2. Приближенно:  $1 \text{ Гр} = 100 \text{ бэр} = 100 \text{ рад} = 1 \text{ Зв}$ .

$1 \text{ мкР/ч} = 0,01 \text{ мкЗв/ч}$ ;  $1 \text{ мкЗв/ч} = 100 \text{ мкР/ч}$

*Пример: если в Н. Новгороде радиационный фон от гамма-излучения составляет  $20 \text{ мкР/ч}$ , то за один час житель города может получить эквивалентную дозу в  $0,20 \text{ мкЗв}$ , за неделю (168 час) –  $33,6 \text{ мкЗв}$  (93360 мкбэр), за год (8760 час) –  $1750 \text{ мкЗв}$  (1,75 мЗв).*

#### **4. Особенности воздействия радиации на человека**

Энергия, излучаемая радиоактивными веществами, поглощается окружающей средой. Радиоактивные частицы, обладая огромной энергией, при прохождении через любое вещество сталкиваются с атомами и молекулами этого вещества и приводят к их разрушению, ионизации, к образованию реакционноспособных частиц – осколков молекул: ионов и свободных радикалов.

В результате воздействия ионизирующих излучений на организм человека в тканях могут происходить сложные физические, химические и биологические процессы. В зависимости от величины поглощенной дозы излучения и от индивидуальных возможностей организма вызванные в живой ткани изменения могут быть обратимыми и необратимыми. При небольших дозах пораженная ткань восстанавливает свою функциональную деятельность.

Большие дозы при длительном воздействии могут вызвать необратимые поражения отдельных органов или всего организма.

Биологическое действие радиации на живой организм является результатом следующих друг за другом нескольких этапов:

- поглощение энергии излучения клетками и тканями организма;
- образование свободных радикалов и окислителей;
- нарушение биохимических процессов;
- нарушение физиологических процессов.

В основе первичных радиационно-химических изменений лежат два механизма:

*а) прямое действие* – непосредственное взаимодействие ионизирующих излучений с критическими молекулами, которые превращаются в свободные радикалы;

*б) косвенное действие* – когда молекула непосредственно не поглощает энергию от ионизирующего излучения, а получает ее от других молекул, поскольку живая материя на 70–80% состоит из воды, то большая часть энергии излучения поглощается именно молекулами воды, а затем продукты радиолиза воды действуют на биомолекулы.

Полученные в процессе радиолиза воды свободные радикалы, обладая высокой химической активностью, вступают в химические реакции с молекулами белка, ферментов и других структурных элементов биологической ткани, что приводит к изменению биохимических процессов в организме. В результате нарушаются обменные процессы, подавляется активность ферментных систем, замедляется и прекращается рост тканей, возникают новые химические соединения, не свойственные организму, – токсины. Это приводит к нарушению жизнедеятельности отдельных функций или систем организма в целом.

Любой вид ионизирующего излучения вызывает биологические изменения в организме как при внешнем, так и при внутреннем облучении (см. рис 1.1).

Основные особенности действия ионизирующего излучения:

- высокая эффективность поглощенной энергии, в результате чего малые количества этой энергии могут вызывать глубокие биологические изменения в организме;
- наличие скрытого появления действия ионизирующего излучения, продолжительность которого сокращается при облучении в больших дозах;
- накопление действия малых доз;
- воздействие излучения не только на данный живой организм, но и на его потомство;
- разная чувствительность к облучению различных органов живого организма;
- одноразовое облучение в большой дозе вызывает более глубокие последствия, чем многократные, в сумме составляющие ту же дозу.



Рис. 1.1. Классификация возможных последствий облучения

*Примечания.*

1. Соматические эффекты – патологические нарушения, возникающие в организме облученного при превышении определенного дозового порога.
2. Соматическо-стохастические эффекты – патологические нарушения, возникающие в организме облученного, не имеют дозового предела и носят вероятностный характер.
3. Генетические эффекты – патологические нарушения, возникающие в зародышевых клетках облученного, не имеют дозового предела и носят вероятностный характер.

Облучение организма различают как *острое* и *продолжительное*, *однократное* и *многократное*. Под острым понимают кратковременное облучение при высокой мощности дозы (0,1 Гр/мин и выше). Под продолжительным – облучение при низкой мощности дозы (доли Гр/ч и ниже). Как острое, так и продолжительное облучения могут быть однократными и многократными (дробными). За однократное облучение принимают облучение, полученное в течение 1–4 суток (независимо от кратности полученных доз). Кроме того, известно хроническое облучение, которое рассматривают как разновидность многократного облучения, но происходящего очень длительно и в малых дозах.

Основные возможные последствия воздействия ионизирующих излучений на человека представлены в табл. 1.5.

**Основные возможные последствия воздействия ионизирующих излучений на человека**

Условия облучения	Доза, мощность дозы	Последствия
Однократное острое, пролонгированное, дробное, хроническое	Любая доза выше нуля	Увеличение риска отдаленных стохастических последствий – рака и генетических нарушений
Хроническое – в течение ряда лет	0,1 Зв (10 бэр) в год и более 0,5 Зв (50 бэр) в год и более	Снижение устойчивости организма, которое не выявляется у отдельных лиц, но может регистрироваться при эпидемиологических исследованиях. Хроническая лучевая болезнь, снижение иммунореактивности, катаракта (при дозе 30 бэр в год)
Острое однократное	1 Зв (100 бэр) в год и более 4,5 Зв (450 бэр) в год и более	Острая лучевая болезнь различной степени тяжести Острая лучевая болезнь со смертельным исходом у 50% облученных
Различные виды облучения	1 Зв (100 бэр) и более	Стохастические эффекты, возрастание которых может быть выявлено при эпидемиологических исследованиях
Пролонгированное в течение 1–2 месяцев на щитовидную железу от йода 131	10 Зв (1000 бэр) и более	Гипофункция щитовидной железы. Возрастание риска возникновения злокачественных опухолей щитовидной железы

Таблица составлена на основании материалов [24]

По данным некоторых исследований [31], ориентировочные показатели радиационной безопасности людей могут составить:

- квартальная доза – 30 мЗв (3 бэр; 3,4 Р);
- годовая – 50 мЗв (5бэр; 5,7 Р);
- аварийная – 100 мЗв (10 бэр; 11,4 Р);
- катастрофическая – 250 мЗв (25 бэр; 28,4 Р);
- критическая – 1 Зв (100 бэр; 113,6 Р);
- полулетальная – 4 Зв (400 бэр; 454,5Р);
- летальная – 7 Зв (700 бэр; 795,4 Р);

Биологический эффект ионизирующего излучения зависит от суммарной дозы, времени воздействия, вида излучения и размеров облучаемой поверхности. Кроме того, последствия воздействия радиации на человека определяются рядом других факторов: наследственности, образа и качества жизни (социально-экономического благополучия, доступности и качества медицинского обслуживания, наличия вредных привычек и т.п.), состоянием среды обитания.

Роль каждого из этих факторов в развитии заболеваний может быть различной. Так, по мнению экспертов ВОЗ, до 23% всех заболеваний и 25% случаев рака обусловлены воздействием факторов окружающей среды. Проведившиеся исследования населения Брянской области [28], территория которой наиболее пострадала от Чернобыльской катастрофы, выявили, что заболеваемость злокачественными новообразованиями превышает средние российские показатели у мужчин на 17,6%, у женщин – на 12,8% с преобладанием рака желудка, легких, щитовидной железы.

Степень опасности поражения зависит также и от скорости выведения радиоактивных веществ из организма. Не задерживаются на длительное время быстро обращающиеся в организме вещества (вода, натрий, хлор) и вещества, не образующие соединений, входящих в состав тканей (аргон, ксенон, криптон и др.). Некоторые вещества плохо выводятся из организма и накапливаются в нем. При этом одни из них (рутений, ниобий и др.) равномерно распределяются в организме, другие сосредотачиваются в определенных органах: в печени – торий, лантан, актиний; в костной ткани – стронций, уран, радий.

*По данным исследований [25], облученный организм ежедневно восстанавливается после лучевого поражения на 1,5–3%, в течение одного месяца – на 50%, в течение двух месяцев – на 85%. Необратимая часть лучевого поражения составляет в среднем 15% от полученной дозы.*

Одним из способов уменьшения воздействия радиации на организм человека является прием антиоксидантов. *Антиоксиданты* – биохимические вещества, входящие в препараты, продукты питания, которые помогают организму обезвреживать свободные радикалы до того, как они успеют разрушить живую клетку. Человеческий организм способен сам производить собственные антиоксиданты, но только в ограниченном количестве. Многие естественные антиоксиданты содержатся в продуктах питания и, попадая в организм, защищают клетки от разрушения. Среди них наибольшей активностью обладают бета-каротин (витамин А), витамин С, витамин Е и селен. Для создания собственных антиоксидантов организм нуждается в достаточном количестве цинка, меди и марганца, которых в продуктах питания сравнительно мало. Эти вещества можно найти в биологически активных добавках (селен, иммуномакс и др.), состав которых должен подбираться специалистами.

В зоне аварии на объектах ядерной энергетики в первую очередь обнаруживается повышенное содержание радиоактивных йода и цезия. Основным элементом, который активно захватывает щитовидная железа, является йод. Этот элемент составляет основу гормонов щитовидной железы. Гормоны щитовидной железы выполняют жизненно важные задачи: влияют на углеводный, белковый и жировой обмен, на рост и психическое развитие. Недостаток этого микроэлемента может вызвать негативные последствия. Причиной 65% случаев

заболеваний щитовидной железы у взрослых людей и 95% у детей является недостаточное поступление йода в питание. Если в атмосфере повышается уровень радиоактивного йода, то незанятое место обычного йода в организме захватывается радиоактивным йодом.

При дефиците стабильных изотопов йода, кальция, калия и других элементов в организме накапливаются радиоактивные изотопы – их «двойники», или антагонисты жизненно важных химических элементов. Так, при недостаточном поступлении кальция организм поглощает из окружающей среды повышенное количество стронция и других химических элементов, похожих по структуре на кальций, например, свинец. Очевидна и обратная зависимость, получая достаточное для жизнедеятельности количество калия, человек будет меньше усваивать радиоактивного цезия-137 – «двойника» антагониста калия. Человек, подвергшийся воздействию радиации, страдает от дефицита важнейших микроэлементов – калия, магния, йода и др.

*Природные источники калия* – молочные продукты, мясо, какао, бобовые, картофель, томаты, абрикосы, курага, изюм, чернослив, черный хлеб, бананы. Существует понятие «банановый эквивалент», который используется для характеристики радиоактивного источника путем сравнения с активностью калия-40, содержащегося среди других изотопов калия в банане. Средний банан содержит примерно 0,42 грамма калия. Радиоизотопы в бананах имеют активность на килограмм веса 130 Бк/кг, или примерно 19 Бк в 150-граммовом банане. Эквивалентная доза в 365 бананах (один банан в день) составляет 3,6 мБэр, или 36 мкЗв. Общее содержание калия в организме человека составляет около 2,5 грамма на килограмм массы тела, или 175 граммов (активностью 4–5 тыс. Бк) для человека весом 70 кг.

*Природные источники йода:* морская капуста (ламинария), рыбий жир, морская рыба, черноплодная рябина, хурма, фейхоа, орехи, крыжовник. Рекомендуемые суточные нормы потребления йода: 90 мкг – для детей до 6 лет; 120 – для детей от 7 до 12 лет; 150 – для взрослых людей; 200 – для подростков, беременных и кормящих женщин.

Таким образом, использование в рационе питания разнообразных богатых антиоксидантами продуктов позволяет снизить риск поглощения организмом человека радиоактивных элементов.

# ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Все источники ионизирующих излучений делятся на *природные* (естественные) и *техногенные* (искусственные). К естественным источникам относятся земная и космическая радиация, которая создает природный радиационный фон, составляющий для человека за год дозу около 1,4 мЗв (0,14 бэр).

К источникам техногенного характера относятся: медицинская аппаратура, использующая ИИ для диагностики и лечения; промышленные предприятия ядерно-топливного комплекса; последствия радиационных аварий, испытаний ядерного оружия и др. Среднегодовая доза техногенных излучений составляет около 0,9 мЗв (0,09 бэр). В целом, среднее значение суммарной годовой дозы излучения естественных и техногенных источников составляет 2–3 мЗв (0,2–0,3 бэр). Это естественный радиационный фон.

По рекомендации МКРЗ и ВОЗ уровень радиации (радиационный фон) считается нормальным – 10–20 мкР/ч, допустимым – 20–60 мкР/ч, повышенным – 60–120 мкР/ч.

## 1. Природные источники ионизирующих излучений

### 1.1. Земная радиация

Земная радиация представляет собой совокупность излучения радионуклидов, содержащихся в горных породах, почве, воде, воздухе. Наибольшее их содержание в гранитных породах и вулканических образованиях. Естественные радионуклиды делятся на четыре группы:

- долгоживущие (уран-238, уран-235, торий-232);
- короткоживущие (радий, радон);
- долгоживущие одиночные (не образующие семейств) – калий-40;
- радионуклиды, возникающие в результате взаимодействия космических частиц с атомными ядрами вещества Земли (углерод-14).

Уровни земной радиации неодинаковы и зависят от концентрации радионуклидов в том или ином месте. По данным исследований [25] примерно 95% населения планеты проживает в местах, где мощность дозы облучения составляет от 0,3 до 0,6 мЗв в год. В то же время в горных районах Алтайского края она может составлять 10–20 мЗв, а в местах расположения радоновых ключей в Иране – до 400 мЗв.

Самыми распространенными и опасными являются радионуклиды урано-радиевого семейства: радий, радон и продукты распада, радиоактивный свинец и полоний. Наибольший вклад в облучение человека вносит радон – в среднем 55% годовой индивидуальной эффективной эквивалентной дозы.

*Радон* – тяжелый газ без вкуса и запаха. В природе встречается в двух основных формах: радон-222 (продукт распада урана-238) и радон-220 (продукт распада тория-132). Период его полураспада – 3,8 суток. Радон является излучателем альфа-частиц, представляющих опасность при внутреннем облучении. Вдыхая в помещении обогащенный радоном воздух, человек облучает органы дыхания, особенно легкие. Содержание радона в легких на 20–40% больше, чем в других органах. Основную часть дозы облучения люди получают, находясь в закрытом, непрветриваемом помещении, где повышена его концентрация. По данным медицинских источников, среди причин возникновения рака легких радон занимает второе место после курения.

Опасен не сам радон, а продукты его распада: полоний-218, висмут-214, свинец-214.

Газ радон выделяется из почв, содержащих уран и торий, и накапливается в подвальных помещениях (если не была предусмотрена достаточная изоляция), а затем поднимается по первому и второму этажам зданий. Кроме того, он может выделяться из строительных материалов, которые использовались при строительстве зданий – пемзы, некоторых марок бетона, глинозема, литоидного туфа и др.

Вода, используемая для бытовых и пищевых целей, обычно содержит мало радона, однако глубоко залегающие водяные пласты могут иметь повышенную его концентрацию, поэтому вода из артезианских скважин должна подвергаться санитарному контролю. Высокое содержание радона образуется в ваннных комнатах, где радон, испаряясь из горячей воды, попадает в организм человека.

Концентрация радона в помещениях зданий создается за счет поступления газа из следующих источников:

- почвы под зданием – 70%;
- наружного воздуха – 13%;
- строительных материалов – 7%;
- воды – 5%;
- природного газа в доме – 4%;
- других источников – 1%.

При плохой естественной и искусственной вентиляции жилых, общественных и производственных зданий концентрация радона может увеличиваться до 740 Бк/м<sup>3</sup> и более. Человек, находящийся в таких помещениях, подвергается значительному облучению.

## ***1.2. Космическая радиация***

Космические излучения составляют три источника: галактическая радиация, радиационные пояса Земли и солнечная радиация. Галактическая радиация, поступающая из меж-

звездного пространства, задерживается в магнитных слоях вокруг Земли (радиационных поясах Земли). Галактическая радиация и радиационные пояса Земли являются источниками опасности при космических полетах, а для живущих на Земле неопасны.

Солнечная радиация – электромагнитное и корпускулярное излучения, особая активность которых наблюдается во время вспышек на Солнце по одиннадцатилетним циклам. Каждая такая вспышка влияет на человека. По данным наблюдений [25], вспышки на Солнце могут вызывать следующие негативные последствия:

- в несколько раз увеличивать случаи убийств, самоубийств, приступов эпилепсии;
- вызывать до 80% всех внезапных смертей (смертность от инфаркта миокарда возрастает в 11–16 раз, в четыре раза чаще происходят авткатастрофы и т.п.);
- способствовать развитию реакции, аналогичной той, которая бывает после рентгеновского облучения (уменьшается число лейкоцитов в крови, снижается гемоглобин на 10–20%);
- вызывать на Земле стихийные бедствия (ураганы, бури, тайфуны).

Годовая эффективная доза, получаемая жителями Земли от космического излучения, в среднем составляет 0,4 мЗв, хотя в зависимости от высоты над уровнем моря она может меняться от 0,3 до 1 мЗв. Эта доза составляет примерно 17% суммарной дозы, получаемой людьми от всех естественных источников радиации.

По оценкам НКДАР ООН<sup>1</sup> средние годовые дозы, полученные людьми во всем мире от естественного фонового излучения, составляют 2,4 мЗв, а типичный диапазон этих доз – 1–10 мЗв. Таким образом, накопленные дозы от естественного излучения в течение жизни составят 100–700 мЗв. Дозы облучения человека считаются низкими, если они сравнимы с уровнями естественного фона излучения, составляющими несколько мЗв в год.

## **2. Техногенные источники ионизирующих излучений**

### **2.1. Медицинская аппаратура**

Медицинская аппаратура, использующая радиоизотопы для диагностики и лечения заболеваний, дает до половины от всех техногенных излучений. Вместе с тем, они вносят относительно небольшой вклад в дозу облучения людей – около 15%. Их доля постоянно снижается, потому что в настоящее время интенсивно внедряется более современная диагностическая аппаратура. Так, цифровые рентгенографы и флюорографы позволяют снизить дозу в несколько раз по сравнению с пленочными аппаратами.

---

<sup>1</sup> Научный комитет ООН по действию атомной радиации.

## **2.2. Последствия испытаний ядерного оружия**

Со второй половины 20 века на планете проведены тысячи экспериментов, связанных с испытаниями ядерного и термоядерного оружия [26]: в США – 1032, в СССР – 715 (из них 500 на Семипалатинском полигоне). Кроме США и СССР ядерные взрывы производили Великобритания, Китай, Франция, Индия, Пакистан, КНДР. В результате взрывов часть радиоактивных веществ задерживалась в атмосфере и стратосфере и затем перемещалась ветром на большие расстояния, постепенно осаждаясь на землю и оставаясь там на продолжительное время.

Радиоактивные осадки содержат большое количество различных радионуклидов, из которых наибольшую роль в загрязнении местности играют цирконий-95, цезий-137, стронций-90 и углерод-14.

Индивидуальные дозы, получаемые населением Земли от испытаний ядерного оружия в среднем составляют: при внешнем облучении – 0,37 мЗв (Цезий-137) и 0,31 мЗв (короткоживущие радионуклиды); при внутреннем облучении – 1,9 мЗв (красный костный мозг), 0,99 мЗв (гонады). *По некоторым оценкам суммарная ожидаемая коллективная эффективная эквивалентная доза от всех ядерных взрывов в атмосфере, произведенных к настоящему времени, составляет 30 000 000 чел-Зв. Человечество уже получило примерно 20% этой дозы, остальную часть оно будет получать еще миллионы лет.*

Суммарная мощность ядерного оружия сегодня в США, России и др. странах эквивалентна количеству тротила, которого на каждого жителя планеты приходится по 3,5 тонны.

## **2.3. Аварии на радиационно опасных объектах**

Аварии на АЭС и других объектах ядерно-топливного цикла вносят свой вклад в осложнение радиационной обстановки на Земле. Ядерный топливный цикл (рис. 2.1) начинается с добычи и обогащения урановой руды, затем производится само ядерное топливо, а после отработки топлива на АЭС возможно вторичное его использование через извлечение из него урана и плутония.

Завершающей стадией цикла является захоронение радиоактивных отходов. На каждом этапе происходит выделение в окружающую среду радиоактивных веществ, объем которых может варьироваться в зависимости от конструкции реактора и других условий. Серьезной проблемой является захоронение радиоактивных отходов, которые еще на протяжении тысяч и миллионов лет будут продолжать служить источником загрязнения окружающей среды. Из продуктов деятельности ядерных объектов наибольшую опасность представляет тритий. Благодаря своей способности хорошо растворяться в воде и интенсивно испаряться, тритий накапливается в использованной в процессе производства воде и затем поступает в водоемы,

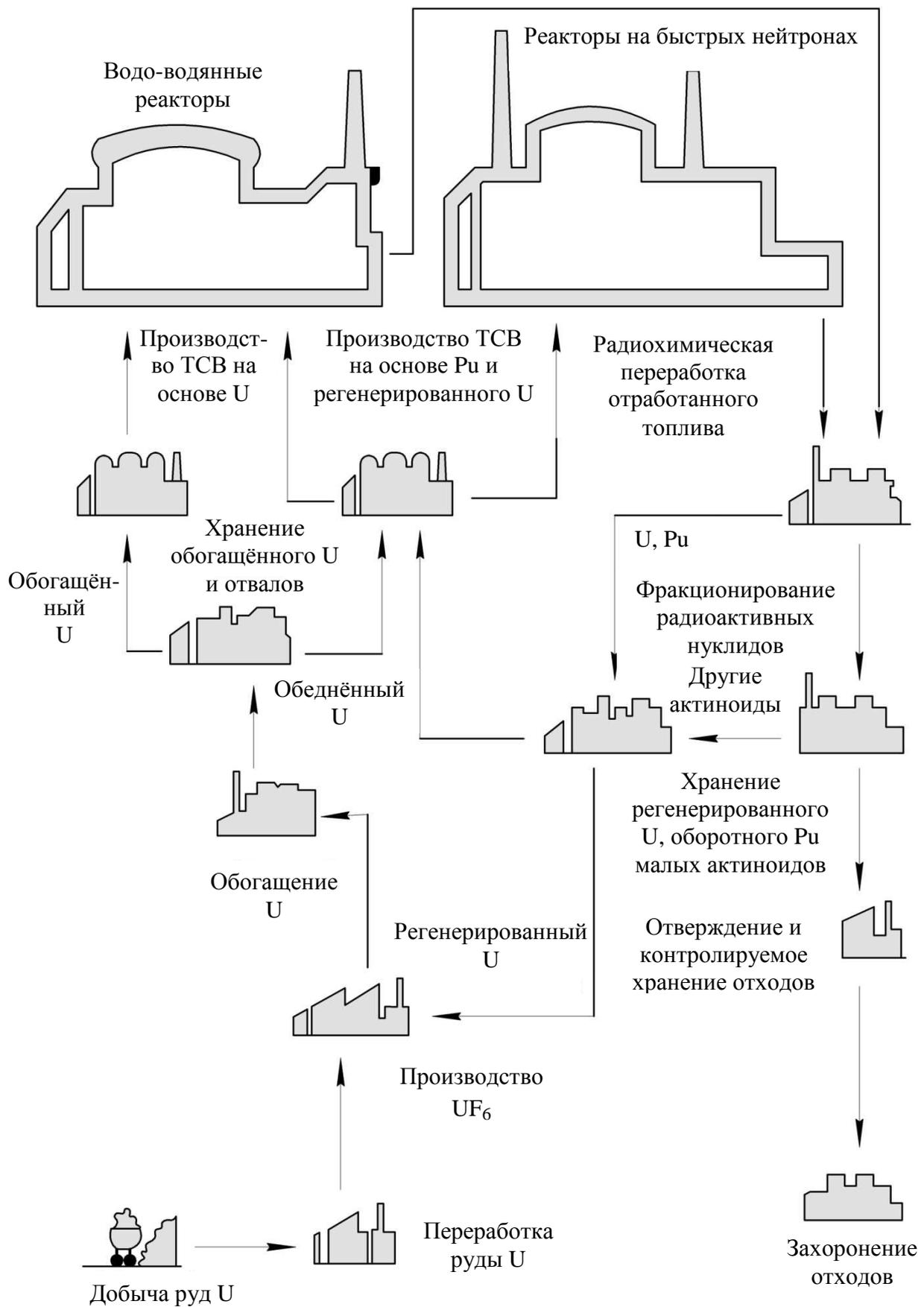


Рис. 2.1. Схема ядерного топливного цикла

подземные воды, приземный слой атмосферы. Период его полураспада – 3,82 суток. Распад его сопровождается альфа-излучением. Повышенное содержание трития зафиксировано в природных средах многих АЭС. При нормальной работе объектов ядерной энергетики загрязнение природной среды незначительно, однако, при авариях на них люди могут получить значительные дозы облучения и заражению могут подвергнуться обширные территории. Так, в 1970 году в г. Горьком на заводе «Красное Сормово» произошла авария с атомной подводной лодкой, в результате которой более 800 человек получили различные дозы облучения, а 3 человека умерли от острой лучевой болезни. Последствия некоторых других радиационных аварий представлены в главе III.

#### **2.4. Сжигание органического топлива на ТЭС (теплоэлектростанциях)**

В России сегодня работают около 350 ТЭС на органическом топливе (угле, мазуте, газе). Мощная ТЭС сжигает в сутки 10–20 тыс. т угля, а все станции вместе потребляют в год 3 млн т угля и выбрасывают 100 тыс. т золы в воздух. Рассеиваясь в атмосфере вместе с золой, радионуклиды становятся источником дополнительного облучения населения, проживающего вблизи ТЭС. При этом основная доля в облучении легких приходится на торий-232 и продукты его распада, в облучении костного мозга – полоний-210, в облучении всего тела – калий-40.

ТЭС мощностью 2 ГВт в результате сжигания органического топлива и выброса радионуклидов в десятки и даже сотни раз превосходит нормально работающую АЭС такой же мощности.

#### **2.5. Потребительские товары, содержащие радионуклиды**

Таковыми товарами могут быть:

- продукты питания, полученные на загрязненных территориях (особенно ягоды и грибы, собранные в запрещенных зонах);
- бытовые приборы: часы со светящимся циферблатом (радий), которые дают человеку годовую дозу в 4 раза большую, чем утечка радиации на АЭС; телефонные диски; антистатические щетки для удаления пыли, основанные на испускании альфа-частиц;
- светящиеся указатели, оптические прицелы, стрелки компаса;
- сканеры в таможенных терминалах, в аэропортах, на вокзалах и т.п.

Среднегодовая доза, обусловленная использованием изделий, содержащих радионуклиды, составляет примерно 0,01 мЗв.

Источниками рентгеновских излучений являются цветные телевизоры и компьютеры. Они также создают дополнительное облучение около 0,01 мЗв в год.

Незначительный вклад в радиоактивное загрязнение планеты вносят **космические летательные аппараты с ЯЭУ**. На них используются малогабаритные ядерные реакторы с высоким обогащением природного урана, на быстрых нейтронах, с жидкометаллическим теплоносителем электрической мощностью несколько мВт. Особенности последствий радиационных аварий с ними в полете заключаются в разрушении и сжигании летательного аппарата при входе в плотные слои атмосферы. Выпадение его радиоактивных осадков происходит на значительном пространстве, исчисляемом десятками тысяч кв. км.

Примерную структуру природных и техногенных источников ИИ, формирующих годовую дозу облучения населения России, можно представить следующим образом [27]:

- 54% – радон, содержащийся в жилище и атмосфере;
- 14% – медицинская радиология;
- 11% – излучения от вдыхаемого воздуха, потребления пищи и воды;
- 8% – горные породы и почвы;
- 8% – космические излучения;
- 3% – антропогенные источники;
- 2% – ядерные испытания.

Таким образом, более 90% облучения человек получает за счет природных ИИ и при медицинских обследованиях. В условиях нормальной радиационной обстановки эффективная доза облучения населения от всех источников излучения в среднем по России составляет приемлемый уровень – до 5 мЗв в год.

# ХАРАКТЕРИСТИКА ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

### 1. Классификация радиационно опасных объектов

Все объекты, имеющие отношение к атомной отрасли экономики, принято подразделять на ядерно опасные и радиационно опасные.

Ядерно опасные объекты (ЯОО) – объекты, на которых имеются значительные количества ядерных делящихся материалов в различных физических состояниях и формах. Потенциальная опасность эксплуатации таких объектов заключается в возможности возникновения самопроизвольной цепной реакции при аварийных ситуациях, а также при переработке, хранении и транспортировке ядерных материалов.

К ЯОО относятся: объекты ядерного топливного цикла – атомные станции различного назначения, предприятия по регенерации отработанного топлива и временному хранению радиоактивных отходов; научно-исследовательские организации, имеющие опытные реакторы или ускорители частиц; морские суда с ядерными энергетическими установками, а также хранилища ядерных боеприпасов и полигоны, где проводятся испытания ядерных зарядов.

Из перечисленных объектов наибольшим количеством радиоактивности обладают работающие ядерные реакторы. Чем больше мощность реактора, тем большее количество продуктов деления накапливается в нем за одно и то же время работы. Например, накопленная радиоактивность в аварийном реакторе Чернобыльской АЭС на день аварии составила 2000 мКи [23].

К радиационно опасным объектам (РОО) относятся предприятия, использующие радиоактивные вещества в небольших количествах и изделия на их основе, в том числе приборы, аппараты и установки, не представляющие ядерной опасности.

Опасность ЯОО и РОО определяется их возможным радиационным воздействием на население и персонал при аварии. В соответствии с [7] установлены 4 категории объектов:

– 1-й категории – объекты, при аварии на которых возможно радиационное воздействие на население, в связи с чем могут потребоваться меры по его защите;

– 2-й категории – объекты, при аварии на которых радиационное воздействие ограничивается территорией санитарно-защитной зоны (СЗЗ);

– 3-й категории – объекты, при аварии на которых радиационное воздействие ограничивается территорией объекта;

– 4-й категории – объекты, радиационное воздействие от которых при аварии ограничивается помещениями с ИИИ.

К объектам 1-й категории относятся пять предприятий: ГНЦ РФ «Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского» и филиал НИФХИ им. Л.Я. Карпова (оба г. Обнинск Калужской обл.); НИЦ «Курчатовский институт» (г. Москва); НИИ приборов (Московская обл.) и «РФЯЦ – ВНИИЭФ» (г. Саров Нижегородской обл.). Объекты 2-й категории – более 80 предприятий, объекты 3-й категории – 1300 предприятий, объекты 4-й категории – более 2 тыс. предприятий различных отраслей экономики России.

Повышенную радиационную опасность представляют собой объекты ЯТЦ (ядерного топливного цикла). Ниже приведена общая характеристика основных объектов ЯТЦ.

### 1.1. Атомные станции – основной источник радиационной опасности

Главным элементом атомной станции является ядерная энергетическая установка (ЯЭУ) – реактор. Классификация ЯЭУ представлена на рис. 3.1.

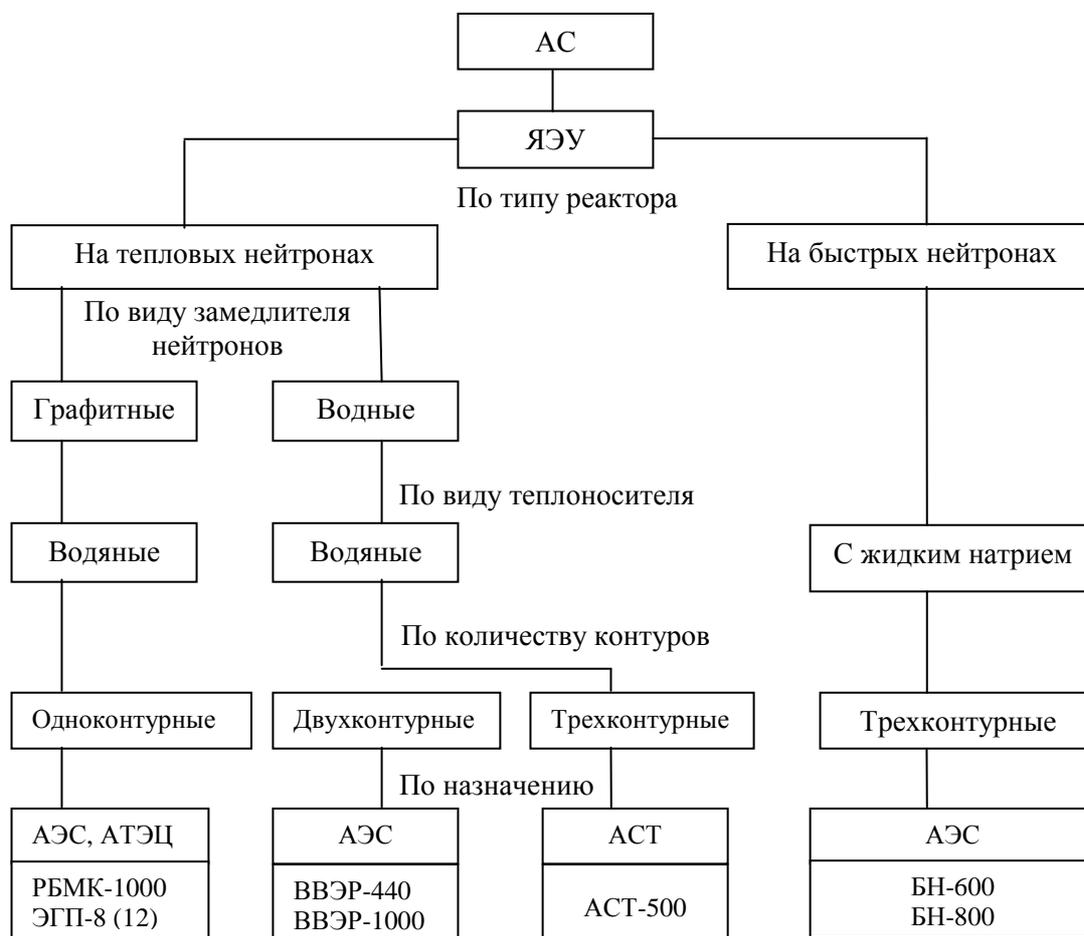


Рис. 3.1. Классификация ядерных энергетических установок:

РБМК – реактор большой мощности канальный;

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор;

АСТ-500 – атомная станция теплоснабжения (500 мВт);

ЭГП-8 (12) – реактор энергетический графитовый на тепловых нейтронах мощностью 8 (12) мВт;

БН-800 – самый мощный реактор на быстрых нейтронах. Запущен в 2015 г. на Белоярской АЭС

Работа реактора основана на получении тепловой энергии за счет реакции деления ядерного топлива, в качестве которого в большинстве реакторов используется уран. Однако цепная реакция деления в природном уране невозможна из-за низкого содержания в нем основного делящегося изотопа урана-235, доля которого всего 0,7%. Создать цепную реакцию можно либо путем повышения в природном уране доли содержания урана-235 (не менее 25%), либо путем замедления основной массы образующихся в реакторе нейтронов, используя способность урана-235 к более активному захвату медленных (тепловых) нейтронов. Оба способа применяются в ядерных реакторах, т.е. есть реакторы на быстрых нейтронах (БН), в которых используется обогащенный уран, и реакторы на медленных (тепловых) нейтронах. В реакторах БН также используется плутоний-239. В реакторе ядерное топливо находится в виде ТВЭЛов (тепловыделяющих элементов) – циркониевых трубок, заполненных таблетками двуокиси урана. Пространство между ТВЭЛами заполняется замедлителем нейтронов – графитом или водой. Тепловая энергия, выделяющаяся в результате реакции деления, отводится из реактора и в последующем преобразуется в механическую вращения турбины, а затем – в электрическую. Упрощенная схема работы ядерного реактора представлена на рис. 3.2.

На атомных станциях в качестве теплоносителя используется жидкий металл – натрий (в реакторах БН) и очищенная вода (в реакторах на тепловых нейтронах). Замкнутый контур, в котором циркулирует теплоноситель, называют первым контуром. В первом контуре, где обеспечивается давление 7 кПа, вода остается в жидком состоянии даже при температуре 330°С и, проходя через теплообменник (парогенератор), отдает тепло воде второго контура. Первый и второй контуры реактора надежно изолированы друг от друга. Второй замкнутый контур – контур рабочего тела. «Рабочее тело» – очищенная вода, которая в виде пара высокого давления вращает турбину генератора, вырабатывающего электроэнергию. Если вода одновременно выполняет роль и теплоносителя, и «рабочего тела», то такие станции называются *одноконтурными*. В *двухконтурных* станциях теплоноситель и «рабочее тело» заключены в отдельные контуры. На атомных станциях, где требуется высокая степень очистки воды от радиоактивных веществ (на станциях теплоснабжения городов) проектируются *трехконтурные* станции. Опыт эксплуатации атомных станций показал, что наиболее безопасными являются трехконтурные, наиболее опасными – водо-водяные двухконтурные из-за «протечек» в результате дефектов используемого при строительстве материала, в местах соединения, в системе охлаждения, из-за коррозии в парогенераторе, ошибок персонала. Может быть нарушена герметичность стержней, возможен их перегрев, в результате чего выделяющийся из воды водород способен взрываться. Не исключен разрыв реактора из-за огромного давления образовавшегося водяного пара с выбросом радиоактивных продуктов ядерной реакции. В реакторах в качестве замедлителя нейтронов могут использоваться графит (в реакторах типа РБМК) и вода (в реакторах типа ВВЭР). В процессе работы атомных станций в реакторах накапливается большое количество радиоактивных продуктов деления с различными периодами полураспада: от короткоживущих (несколько часов или суток) – аргон-41, йод-131 до долгоживущих (тысячи и миллионы лет) – плутоний-239, уран-235.

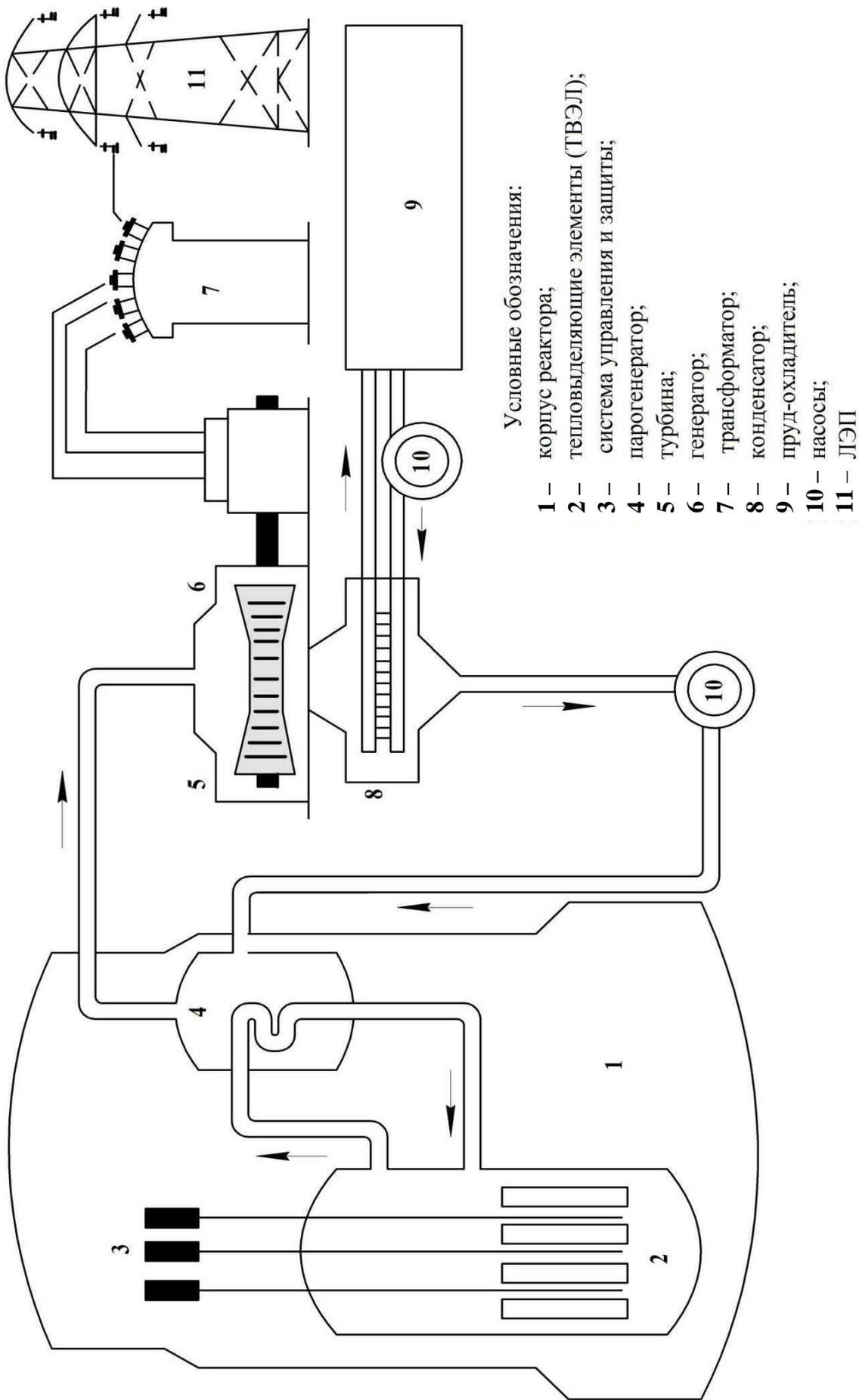


Рис. 3.2. Упрощённая схема работы ядерного реактора

Радиоактивные продукты распада, содержащиеся в активной зоне реактора, являются основными источниками ионизирующих излучений. Их активность может достигать многих миллиардов кюри. Вне активной зоны реактора источниками излучения являются трубопроводы и оборудование контура теплоносителя.

Атомные станции по виду вырабатываемой энергии различают: электрические (АЭС), тепловые (АСТ), теплоэлектроцентрали (АТЭЦ). Тепловые станции применения не нашли. В СССР существовала программа строительства АСТ в Нижнем Новгороде, Воронеже и других городах, однако эти проекты были закрыты. Так, к 1993 г. в п. Федяково Нижегородской обл. АСТ была построена на 85% (осталось установить реакторы), но под давлением протестных настроений населения проект был остановлен. Существуют атомные станции (Билибинская, Белоярская и др.), на которых кроме электрической вырабатывают и тепловую энергию для производственных целей.

Наибольшее распространение получили АЭС. Первая в мире такая станция была построена в СССР (г. Обнинск, Калужской обл.) в 1954 г., а закрыта в 2002 г. Сегодня в России эксплуатируются 10 АЭС, на которых работают 34 реактора. Суммарная мощность всех энергоблоков составляет около 17% производимого в стране электричества. Общая характеристика АЭС России представлена в табл. 3.1.

*Для сравнения, на планете действуют 192 АЭС с 442 реакторами, из которых: в США – 109, во Франции – 59, в Японии – 54, в Великобритании – 23, а также еще в 26 государствах – 197. Доля вырабатываемой на них энергии – 16% от общемировой.*

В России принята программа развития ядерной энергетики до 2030 года, в соответствии с которой планируется ввести в строй около 40 энергоблоков в нашей стране, а также в Белоруссии, Китае, Вьетнаме, и других государствах. Доля вырабатываемой на АЭС энергии должна возрасти в России до 25%.

Таблица 3.1

**Общая характеристика АЭС России**

№ п/п	Наименование АЭС	Тип ядерного реактора	Количество и мощность энергоблоков	Годы ввода в эксплуатацию	Местонахождение АЭС
Действующие					
1	Балаковская*	ВВЭР-1000	4x1000 мВт	1985–1993	Саратовская обл.
2	Белоярская	БН-600	1x600 мВт	1980	Свердловская обл.
		БН-800	1x880 мВт	2015	
3	Билибинская	ЭГП-6	4x12 мВт	1974–1976	Чукотский АО
4	Калининская	ВВЭР-1000	4x1000 мВт	1984–2011	Тверская обл.
5	Кольская	ВВЭР-440	4x440 мВт	1973–1984	Мурманская обл.
6	Курская	РБМК-100	4x1000 мВт	1976–1985	г. Курчатова Курской обл.
7	Ленинградская	РБМК-1000	4x1000 мВт	1973–1981	г. Сосновый Бор

№ п/п	Наименование АЭС	Тип ядерного реактора	Количество и мощность энергоблоков	Годы ввода в эксплуатацию	Местонахождение АЭС
8	Нововоронежская	ВВЭР-440	4x440 мВт	1964–1972	Воронежская обл.
9	Ростовская	ВВЭР-1000	1x1000 мВт	1981	г. Волгодонск Смоленская обл.
10	Смоленская	РБМК-1000	3x1000 мВт	2001–2014	
Строящиеся (проектируемые)					
1	Балтийская	ВВЭР-1200	2x1200 мВт	2018	Калининградская обл.
2	Белоярская-2	БН-800	1x800 мВт	2017	Белоярская АЭС
3	Ленинградская-2	ВВЭР-1200	2x1200 мВт	2020	г. Сосновый Бор
4	Нижегородская	ВВЭР-1300	4x1115 мВт	2020	н.п. Монаково
5	Тверская	ВВЭР-1200	4x1200 мВт	2021–2026	Тверская обл.
6	Северская	ВВЭР-1300	2x1115 мВт	2025	Томская обл.
7	ПАТЭС «Академик Ломоносов»**	КЛТ-40 с	2x35 мВт	2018	

\* Балаковская АЭС – крупнейшая в России, крупнейшая в Европе – Запорожская, крупнейшая в мире – Касивадзаки (Япония);

\*\* ПАТЭС (плавучая атомная теплоэлектростанция) – самоходное судно ледокольного типа. Длина судна – 144 м, ширина – 30 м, водоизмещение – 125 тыс. т. На борту вертолетная площадка. Экипаж судна – примерно 70 человек.

ПАТЭС предназначена для получения электрической и тепловой энергии, а также опреснения морской воды. На судне два реактора типа КЛТ-с, разработанных Нижегородским ОКБМ им. Африкантова, общей мощностью 70 мВт. Тепловая мощность – 140 гигакалорий в час. Возможности по опреснению морской воды – до 240 тыс. кубометров в сутки.

Срок эксплуатации судна – 36 лет (3 цикла по 12 лет с перезагрузкой активных зон реакторов). Завершение строительства – 2017 г. Начало эксплуатации – 2018 г.

Нижегородский технический университет – базовый вуз подготовки специалистов по разработке и эксплуатации ПАТЭС.

### **1.1. Атомные станции на термоядерном топливе**

Перспективным и практически неиссякаемым источником энергии может стать термоядерный реактор, над созданием которого сегодня трудятся ученые всего мира. Топливом для него будут не уран и плутоний, а дейтерий и тритий, источником которых может быть простая вода. Такой реактор, основанный на принципе термоядерного синтеза, предполагается малоопасным для человека и окружающей природной среды. Но для этого весь термоядерный процесс должен стать управляемым, над чем и работают ученые.

Неуправляемый термоядерный синтез был продемонстрирован еще в 1953 г. на Семипалатинском полигоне при взрыве первой водородной бомбы, созданной А.Д. Сахаровым, В.Л. Гинзбургом и О.А. Лаврентьевым. В водородной бомбе происходит термоядерная реакция, а условия для ее протекания (температура  $\approx 100$  млн.°С и высокая плотность топлива) создает взрыв малогабаритного ядерного запала.

Термоядерное топливо по своей эффективности примерно в 10 млн раз превосходит органическое топливо и в 100 раз ядерное.

Энергетическая потребность населения планеты с каждым годом увеличивается на 2–3%. Традиционные ее источники (уголь, мазут, газ) истощаются, а солнечная и ветровая энергия вырабатывается еще в малых объемах. Новых мощных источников пока не предвидится, поэтому ядерная энергетика будет увеличивать свои мощности и дальше. При этом необходимо совершенствовать систему защиты населения и природной среды от возможных последствий радиационных аварий.

### 1.2. Предприятия по регенерации отработанного топлива и хранению радиоактивных отходов

По данным Ростехнадзора на объектах атомной промышленности России накоплено 480 млн куб. м жидких радиоактивных отходов, 78 млн т твердых и 19 тыс т отработанного ядерного топлива.

Почти 95,5 % ядерного топлива идет в отходы. Подлежит утилизации также все оборудование и материалы, которые соприкасались с топливом в процессе эксплуатации. В среднем одна АЭС дает до 1 тыс т радиоактивных отходов.

Более половины отработанного ядерного топлива (ОЯТ) хранится в реакторных хранилищах АЭС, а ОЯТ с утилизированных подводных лодок – в плавучих и береговых хранилищах Северного и Тихоокеанского флотов.

До 2000 г. значительная часть радиоактивных отходов с АПЛ затапливалась в герметических контейнерах в северных морях (Балтийском, Белом, Карском) и в дальневосточных морях (Охотском, Японском). Сегодня утилизация ОЯТ осуществляется на двух основных предприятиях: ПО «Маяк» (г. Озерск Челябинской обл.) и горно-химическом комбинате в г. Железногорске Красноярского края.

Радиоактивные отходы классифицируются по нескольким показателям (рис. 3.3).



Рис. 3.3. Классификация радиоактивных отходов

На утилизации радиоактивных отходов средней и низкой активности, образующихся на научных, медицинских, сельскохозяйственных и других объектах экономики, специализируются предприятия «Радон». Они осуществляют сбор, транспортировку, переработку и хранение радиоактивных отходов в специальных хранилищах (могильниках). В России 16 таких могильников, которые находятся в различных регионах страны: в Московской, Ленинградской, Нижегородской, Амурской, Ростовской, Новосибирской, Иркутской, Мурманской областях; в Хабаровском крае, а также в Чеченской Республике и Татарстане.

*Специализированный комбинат «Радон» в Нижегородской обл. (Семеновский р-н) работает с 1960 г. Это закрытая территория, на которой установлена санитарно-защитная зона радиусом 4000 м. На объекте находятся хранилища радиоактивных отходов, сан. пропускник, пункт сторожевой охраны и др. помещения. Хранение отходов осуществляется в герметических капсулах и контейнерах, которые накрываются ж/б плитами с последующей гидроизоляцией. За все время эксплуатации объекта превышение естественного фона (10–20 мкР/ч) не наблюдалось.*

### **1.3. Атомный гражданский и военный флот**

Во второй половине 20 века широкое применение на судах многих флотов мира нашли ЯЭУ. Сегодня они эксплуатируются на 250 судах, а общее их количество превышает 400.

В РФ ядерные реакторы используются в гражданском и военном флоте. Атомный гражданский флот представлен ледоколами (табл. 3.2).

Военно-морской флот России располагает 5 надводными кораблями и 50 подводными лодками с ЯЭУ. Кроме того, в базах Северного и Тихоокеанского флотов находятся десятки подводных лодок, которые уже выведены из эксплуатации, но реакторы на них не разгружены.

Корабельные реакторы отличаются от реакторов АЭС тем, что в них используется более обогащенный уран, а также сравнительно малыми размерами и высокой степенью защиты (40–60 кг/см – для подводных лодок и 10–20 кг/см – для надводных кораблей).

При аварии с ними возможно радиоактивное загрязнение акватории (территории) в радиусе до 1 км, а на следе облака – до 20 км и более. Характерная причина аварий на корабельных ЯЭУ – разгерметизация первого контура реактора с выбросом продуктов деления урана в окружающую среду.

Самая высокая в мире концентрация ядерных реакторов образовалась в Северо-Западной части России – около 300 ЯЭУ. Это реакторы Кольской АЭС, атомных ледоколов, надводных кораблей и подводных лодок (действующих и списанных) Северного флота.

## Российские атомные ледоколы

№ п/п	Название	Год ввода в строй	Год выработки ресурса	Примечание
1	«Ленин»	1959	1989	Выведен из эксплуатации в 1989 г. Корабль-музей в г. Мурманске.
2	«Арктика» (ранее «Л. Брежнев»)	1975	2008	Выведен из эксплуатации в 2008 г. Запланирована утилизация
3	«Сибирь»	1977		Законсервирован в 1993 г. Подлежит утилизации.
4	«Россия»	1985	2018	Прошел процедуру замены парогенераторов и продления ресурсов
5	«Севморпуть» (лихтеровоз-контейнеровоз)	1988	2020	В 2007 г. временно выведен из эксплуатации.
6	«Таймыр» (мелкоосадочный ледокол)	1989	2019	Прошел процедуру замены парогенератора и продления ресурса.
7	«Советский Союз»	1980	2022	То же
8	«Вайгач» (мелкоосадочный ледокол)	1990	2020	То же
9	«Ямал»	1993	2022	В строю.
10	«50 лет Победы»	2007		Самый современный атомный ледокол. Строится на Балтийском заводе.
11	«Арктика»*	2017		Планируется к строительству.
12	«Урал»	2020		То же
13	«Сибирь»	2020		

\* «Арктика» – крупнейший в мире ледокол с двумя ядерными реакторами типа РИТМ-200 (ОКБМ Африкантова) мощностью 174 мВт. Водоизмещение судна 33,5 тыс. т, длина – 173 м, ширина – 34 м, осадка 10,5 м.

Первая атомная подводная лодка в СССР построена в 1957 г. За прошедшие полвека введено в эксплуатацию более 200 АПЛ, а к настоящему времени более половины из них выработали свой ресурс и подлежат утилизации. Как оказалось, этот процесс требует больших материальных и финансовых затрат. Стоимость утилизации только одной АПЛ обходится примерно в 6 млн. долларов США. Учитывая еще и ограниченные производственные возможности по разгрузке реакторов, десятки АПЛ Северного и Тихоокеанского флотов могут ждать своей утилизации несколько лет. В целом Федеральная программа утилизации АПЛ оценивается специалистами в 2,5–3 млрд долларов.

Таким образом, в настоящее время в РФ функционируют несколько тысяч радиационно-опасных объектов, наибольшую опасность из которых представляют атомные станции и другие предприятия ядерного топливного цикла. Аварии на них могут привести к лучевой болезни людей и радиоактивному загрязнению окружающей природной среды.

## **2. Радиационные аварии и их последствия**

### **2.1. Основные сведения о радиационных авариях**

Полувековой опыт эксплуатации ядерных энергетических установок показал, что в условиях безаварийной работы они могут быть самыми экономичными и экологически чистыми источниками получения энергии. Вместе с тем, в ядерной энергетике заложена огромная опасность для окружающей среды и людей. Свидетельство тому – ряд крупных аварий, основные последствия которых приведены ниже.

1957 г. – «Каштымская» авария (вблизи г. Каштым Челябинской обл.). Первая в СССР ЧС подобного рода. На химическом комбинате «Маяк» в хранилище радиоактивных отходов взорвалась емкость. Мощность взрыва составила до 100 т в тротиловом эквиваленте. Радиоактивное облако прошло над Челябинской, Свердловской и Тюменской областями. Площадь радиоактивного следа составила более 20 тыс. кв. км. Эвакуировано до 12 тыс. человек из 23 населенных пунктов. Количество погибших и пострадавших неизвестно.

1957 г. – Великобритания. Авария на АЭС «Уинд Скейл». В результате пожара сгорело 11 т урана. Радиоактивные осадки загрязнили обширные области Англии и Ирландии. Погибли 13 человек, 260 человек заболели лучевой болезнью. Площадь загрязненной территории составила 500 кв. км.

1961 г. – На советской АПЛ К-19 («Хиросима») в Северной Атлантике из-за разгерметизации реактора от переоблучения погибли 8 человек, остальные члены экипажа получили различные дозы облучения. Лодка была отбуксирована на базу и поставлена в док на ремонт, который длился два года. Получили облучение рабочие дока, а окружающая док местность оказалась зараженной. В последующие несколько лет еще 20 членов экипажа АПЛ скончались от лучевой болезни.

1967 г. – озеро Карачай в Челябинской обл. с 1951 г. использовалось для сброса жидких радиоактивных отходов. Из-за сильного понижения уровня воды и оголившихся участков дна из озера вынесена радиоактивная пыль, которая загрязнила территорию в 1800 кв. км.

1968 г. – В результате аварии на АПЛ К-27 в Баренцевом море 9 человек погибли, получив дозы от 600 до 1000 рад, остальные члены экипажа перенесли острую лучевую болезнь. Впоследствии лодка затоплена в Карском море у Новой Земли.

1970 г. – г. Горький, завод «Красное Сормово». На строящейся АПЛ К-320 произошел несанкционированный запуск реактора, который проработал на запредельной мощности около 15 секунд. Уровень излучения в цехе составлял десятки тысяч рентген. В ходе ликвидации последствий аварии получили различные дозы облучения более 800 человек, из которых трое умерли от лучевой болезни.

1979 г. – США. Авария на АЭС «Тримал-Айленд» (штат Пенсильвания). Самая крупная радиационная авария на территории США. Из опасной зоны загрязнения было эвакуировано 200 тыс. человек.

1983 г. – у берегов Камчатки на глубине 53 м затонула АПЛ К-429 по причине пожара в одном из отсеков лодки. Погибли 14 человек в аварийном отсеке. Реактор не пострадал. Лодка была поднята и отбуксирована на судоремонтный завод.

1985 г. – Приморский край, судоремонтный завод «Звезда» (н.п. Большой Камень). Самопроизвольная реакция и взрыв реактора на АПЛ К-431. Радиоактивное облако шириной 5,5 км пересекло п/остров Дунай и переместилось по Уссурийскому заливу до 30 км. Облучились 290 чел., 10 человек погибли. Это самая крупная авария с АПЛ.

1986 г. – в результате пожара в Саргассовом море затонула АПЛ К-219, унеся с собой 48 ядерных боеголовок баллистических ракет и две ядерные торпеды.

1987 г. – Бразилия. Из медицинского учреждения похищена деталь, содержащая радиоактивный изотоп цезий-137 в виде хлорида цезия, и сдана в металлолом. На излучавший голубой свет металл приходили смотреть люди и, облучившись, становились источником опасности для других людей. Общее число облученных 245 человек, из которых четверо умерли.

1989 г. – в Норвежском море на глубине 1858 м затонула АПЛ К-278 с двумя ядерными торпедами на борту и заглушенным реактором. В 1989-1998 гг. проведено семь экспедиций с участием глубоководных аппаратов «Мир» для проверки герметизации торпедных аппаратов с целью обеспечения радиационной безопасности у берегов Норвегии.

1993 г. – на Сибирском химическом комбинате (г. Северск Томской обл.) произошла авария с выбросом в атмосферу радиоактивного газа. Подверглись облучению 1946 человек.

2000 г. – во время учений в Баренцевом море при невыясненных обстоятельствах затонула АПЛ К-141 «Курск». Экипаж (118 человек) погиб. Впоследствии лодка поднята с глубины 100 м, отбуксирована на судоремонтный завод, реактор утилизирован.

С 1955 по 2015 годы в результате аварий затонули 8 атомных подводных лодок: 4 советские, 2 российские и 2 американские. Две лодки (К-429 и «Курск») были подняты, остальные шесть кораблей находятся на морском дне в различной степени сохранности. В этот список не входит дизельная подводная лодка К-129, затонувшая в 1968 году в Тихом океане на глубине 5600 м вместе с ядерным оружием на борту. Всего за годы холодной войны между СССР и США было утеряно кораблями и самолетами около 50 ядерных боеголовок.

2011 г. – Фукусима-1 (Япония). Крупная авария на АЭС в результате сильного землетрясения и последовавшего за ним цунами. Погибли 18,5 тыс. человек, до 90% из которых утонули. От радиации предположительно никто не погиб. При аварии в атмосферу попало радиоактивного цезия-137 в 168 раз больше, чем при взрыве ядерной бомбы в Хиросиме в 1945 г. После аварии в пробах воды в океане у берегов Фукусимы уровень Цезия-137 превышал доаварийный в 50 млн раз.

Из опасной зоны в радиусе 50 км были эвакуированы около 300 тыс. человек. Работы по дезактивации загрязненной территории продолжаются до настоящего времени. В радиусе 20 км от станции сохраняется зона отчуждения. Ликвидация всех последствий аварии, включая демонтаж реакторов, займет 40 лет. Стоимость всех затрат может составить примерно 600 млрд долларов США.

## ***2.2. Последствия Чернобыльской катастрофы***

Особое место среди всех случившихся аварий занимает Чернобыльская катастрофа (апрель 1986 г.). Чернобыльская катастрофа – крупнейшая за всю историю атомной энергетики как по количеству погибших и пострадавших людей, так и по экономическому ущербу.

Из 30-километровой зоны АЭС в 1986 г. было эвакуировано более 115 тыс. человек, а в последующие годы переселены с загрязненных территорий еще 220 тыс. человек. Из сельхозоборота выведено около 5 млн га земель. Захоронены (закопаны тяжелой техникой) сотни мелких населенных пунктов. В ликвидации последствий аварии приняли участие более 600 тыс. человек.

По некоторым данным [25] в аварийном реакторе было около 200 т топлива (диоксида урана) и большое количество графита. После аварии в атмосферу было выброшено 120 т топлива (долгоживущих радионуклидов) и 700 т радиоактивного реакторного графита, т.е. в окружающую среду поступило в 600 раз больше радиоактивных веществ, чем после взрыва ядерной бомбы в Хиросиме в 1945 г.

Основным поражающим фактором аварии стало радиоактивное заражение местности. Как показали исследования [18], в первые недели наибольшую опасность для населения представлял радиоактивный йод (период полураспада 8 дней), а в последующем – изотопы стронция и цезия с периодом полураспада примерно 30 лет. Изотопы плутония и америция сохраняются в почве сотни и даже тысячи лет, хотя их количество невелико.

Большая часть стронция и плутония выпала в пределах 100 км от АЭС. Йод и цезий распространились на более широкую территорию. Радиоактивное заражение отмечалось даже в отдаленных от Чернобыля районах СССР: в Мордовии, Чувашии, Нижегородской, Ленинградской и др. областях, а также в других странах (табл. 3.3).

Таблица 3.3

**Уровень загрязнения территорий Европы в результате аварии на ЧАЭС в 1986 г.**

Страна	Площадь территории, км <sup>2</sup> , с уровнем загрязненности цезием-137			
	1–5 Ки/км <sup>2</sup> > 37 кБк/км <sup>2</sup>	5–15 Ки/км <sup>2</sup>	15–40 Ки/км <sup>2</sup>	Свыше > 1480 кБк/км <sup>2</sup> 40 Ки/км <sup>2</sup>
Россия	46800	5700	2100	300
Беларусь	29900	10200	4200	2200
Украина	37200	3200	900	600
Швеция	12000			
Финляндия	11500			
Австрия	8600			
Норвегия	5200			
Болгария	4800			
Швейцария	1300			
Греция	1200			
Словения	300			
Италия	300			
Молдавия	60			

Для оценки загрязненности земной поверхности был избран цезий-137. Это обусловлено его длительным периодом полураспада и тем, что он является гамма-бета-излучателем, а поэтому вносит существенный вклад в пожизненную эффективную дозу внешнего и внутреннего облучения людей.

Наибольшие дозы облучения получили примерно 1000 человек, находившиеся рядом с реактором (от 2 до 20 грей), в ряде случаев они оказались смертельными. Для ликвидаторов и населения, проживавшего вблизи АЭС, дозы облучения были сравнительно небольшими. По данным [20] средние дозы облучения указанных категорий граждан представлены в табл. 3.4.

Таблица 3.4

**Средние накопленные дозы у лиц, подвергшихся воздействию радиации от Чернобыльской аварии**

Категория лиц	Численность, чел.	Средняя доза, мЗв
Ликвидаторы (1986–1989 гг.)	600 000	≈ 100
Эвакуированные из наиболее загрязненных территорий (1986 г.)	116 000	33
Жители территорий «строгого радиационного контроля» (1986–2005 гг.)	270 000	50
Жители других загрязненных территорий (1986–2005 гг.)	5 000 000	10–20

*Примечание.* Для сравнения: за те же 20 лет, прошедшие после Чернобыльской катастрофы, жители некоторых регионов Земли с повышенным естественным фоном (Бразилия, Индия, Иран, Китай и др.) получили 100–200 мЗв.

Динамика средних годовых доз облучения населения, проживающего после аварии на ЧАЭС в зоне с плотностью загрязнения 15–40 Ки/км<sup>2</sup>, в 1986–2005 гг. представлена на рис. 3.4.

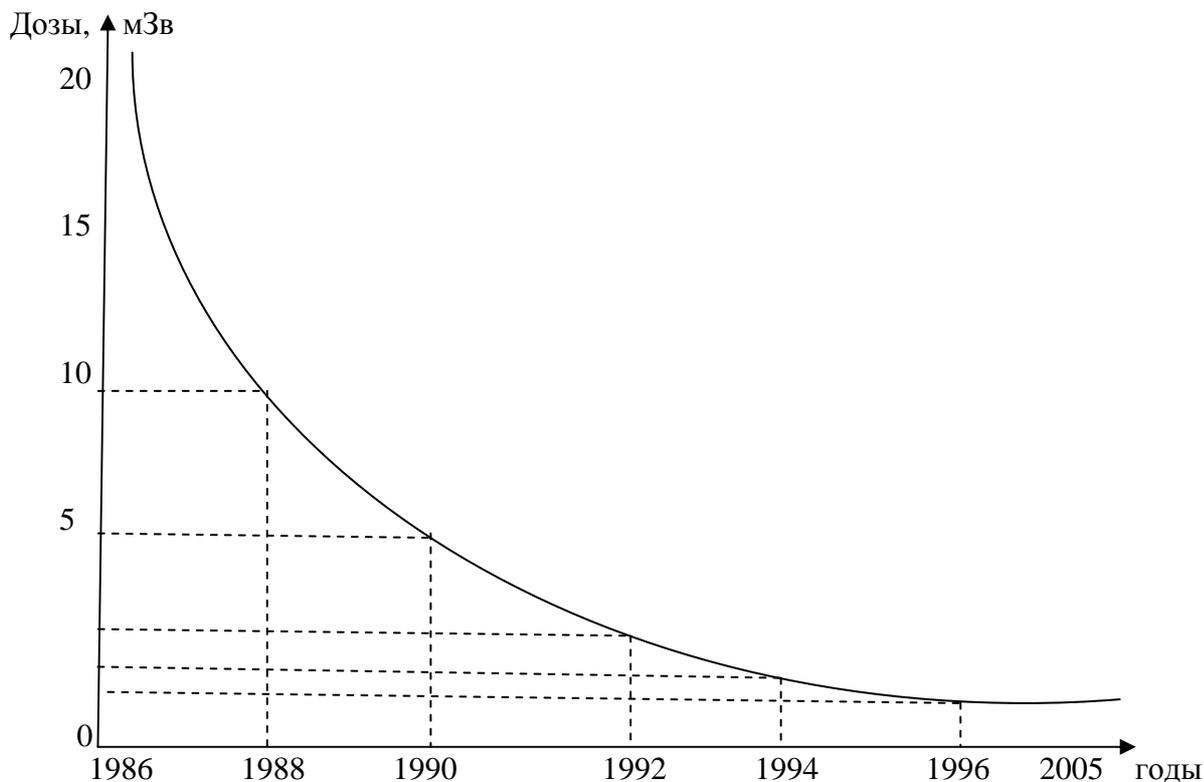


Рис. 3.4. Динамика средних годовых доз облучения населения, проживающего в зоне с плотностью загрязнения 15–40 Ки/км<sup>2</sup>

Сразу после Чернобыльской аварии были приняты экстренные меры по контролю радиационной обстановки. С первых часов наблюдения за загрязнением атмосферы и местности замеры на промплощадке АЭС осуществлялись войсками радиационно-химической защиты, а за ее пределами – силами Госкомгидромета СССР. Гамма-съемка атмосферы и местности ближней зоны ЧАЭС производилась с 26 апреля и в течение мая ежедневно. Эта информация легла в основу срочных решений по эвакуации населения, режимах проживания и ведения хозяйственной деятельности на загрязненных территориях, проведения защитных и дезактивационных мероприятий. Карта мощности дозы гамма-излучения была построена по состоянию на 10 мая 1986 г. По этой карте определялись границы зоны отчуждения (уровень радиации более 20 мР/ч), зоны эвакуации (более 5 мР/ч) и зоны контроля (от 3 до 5 мР/ч).

В дальнейшем границы этих зон уточнялись и были зафиксированы нормативными документами. Зонирование загрязненных территорий России, Белоруссии и Украины представлено в табл. 3.5

Таблица 3.5

**Нормативно-правовые основы обращения с территориями России, Белоруссии и Украины, загрязненными в результате аварии на ЧАЭС**

Белоруссия	Россия	Украина
<p>Зона проживания с периодическим радиационным контролем – территория с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 37 до 185 кБк/м<sup>2</sup>, стронцием-90 от 5,55 до 18,5 кБк/м<sup>2</sup>, плутонием-238, 239, 240 от 0,37 до 0,47 кБк/м<sup>2</sup>, где среднегодовая эффективная доза облучения населения не должна превышать 1 мЗв в год.</p>	<p>На территории, где годовая эффективная доза не превышает 1 мЗв в год, проводится обычный контроль радиоактивного загрязнения окружающей среды и сельскохозяйственного производства. Эта территория не относится к зоне радиоактивного загрязнения.</p> <p>Зона проживания с льготным социально-экономическим статусом – часть территории РФ за пределами зоны отчуждения, зоны отселения и зоны проживания с правом на отселение с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 37 до 185 кБк/м<sup>2</sup>, зона радиационного контроля – дозы облучения от 1 до 5 мЗв/год.</p>	<p>Зона усиленного радиологического контроля (4-я зона) – территория с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 37 до 185 кБк/м<sup>2</sup>, по стронцию-90 – от 0,74 до 5,5 кБк/м<sup>2</sup>, по изотопам плутония – от 0,185 до 0,37 кБк/м<sup>2</sup>, где среднегодовая эффективная доза облучения населения превышает 0,5 мЗв в год.</p>
<p>Зона с правом на отселение – территория с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 185 до 555 кБк/м<sup>2</sup>, стронцием-90 от 18,5 до 74 кБк/м<sup>2</sup>, плутонием-238, 239, 240 от 0,74 до 1,85 кБк/м<sup>2</sup>.</p>	<p>Зона проживания с правом на отселение – часть территории РФ за пределами зоны отчуждения и зоны отселения с плотностью загрязнения цезием-137 от 185 до 555 кБк/м<sup>2</sup>, зона ограниченного проживания населения – от 5 до 20 мЗв/год.</p>	<p>Зона гарантированного добровольного отселения (3-я зона) &gt; 1 мЗв /год. Плотность загрязнения почв по цезию-137 от 185 до 555 кБк/м<sup>2</sup>, по стронцию-90 – от 5,5 до 111 кБк/м<sup>2</sup>, по изотопам плутония – от 0,37 до 3,7 кБк/м<sup>2</sup></p>
<p>Зона отселения – территория с плотностью загрязнения по цезию-137 выше 555 кБк/м<sup>2</sup>, по стронцию-90 – выше 111 кБк/м<sup>2</sup>, по плутонию 238, 239, 240 – выше 3,7 кБк/м<sup>2</sup></p> <p>Зона первоочередного отселения – территория с плотностью загрязнения по цезию-137 от 1480 кБк/м<sup>2</sup>, по стронцию-90 – выше 111 кБк/м<sup>2</sup>, по плутонию 238, 239, 240 – выше 3,7 кБк/м<sup>2</sup></p>	<p>Зона отселения – часть территории РФ за пределами зоны отчуждения на которой плотность загрязнения почвы цезием-137 составляет свыше 555 кБк/м<sup>2</sup>, стронцием-90 – свыше 111 кБк/м<sup>2</sup>, плутонием 238, 239, 240 – свыше 3,7 кБк/м<sup>2</sup></p> <p>Зона отселения – от 20 до 50 мЗв год</p>	<p>Зона безусловного (обязательного) отселения (2-я зона) – &gt; 5 мЗв /год</p> <p>Плотность загрязнения по цезию-137 выше 555 кБк/м<sup>2</sup> на минеральных почвах и выше 185 кБк/м<sup>2</sup> на органических почвах, по стронцию-90 – свыше 111 кБк/м<sup>2</sup>, по изотопам плутония – свыше 3,7 кБк/м<sup>2</sup>.</p>

Белоруссия	Россия	Украина
Зона последующего отселения – территория с плотностью загрязнения по цезию-137 от 555 до 1480 кБк/м <sup>2</sup> , по стронцию-90 – от 74 до 111 кБк/м <sup>2</sup> , по плутонию 238, 239, 240 – от 1,85 до 3,7 кБк/м <sup>2</sup>		
Зона эвакуации (отчуждения) – территории, откуда было отселено в 1986 году (30-км зона) и территории, с которых проведено дополнительное отселение по плотности стронция-90 выше 111 кБк/м <sup>2</sup> , плутония-238, 239, 240, 242 – выше 3,7 кБк/м <sup>2</sup>	Зона отчуждения – часть территории РФ, с которой в 1986 и 1987 годах население было эвакуировано. Плотность загрязнения почвы цезием-137 составляет свыше 1480 кБк/м <sup>2</sup> Зона отчуждения > 50 мЗв /год	Зона отчуждения (1-я зона) – территория, откуда было отселено население в 1986 году.

Система радиационного мониторинга в зоне радиусом 60 км вокруг атомной станции включала 540 пунктов наблюдения на территории площадью 11,5 тыс. км. Карты плотности загрязнения местности стронцием-90, плутонием-239, 240 и америцием-241 были построены по данным радиохимического анализа проб почв. Основу загрязнения в настоящее время составляют долгоживущие радионуклиды: америций-241 с периодом полураспада 432 года, радий-226 (1620 лет), плутоний-239 (24 тыс. лет), калий-40 (1,3 млрд лет), уран-238 (4,5 млрд лет). Меньшее загрязнение могут давать стронций-90 (29 лет) и цезий-137 (30 лет). Короткоживущие радионуклиды (йод-131, кобальт-60, цезий-134) к настоящему времени полностью распались.

В Российской Федерации из хозяйственного оборота были выведены земли, отнесенные к зонам отчуждения и отселения в соответствии с законами «О социальной защите граждан, подвергшихся воздействию радиации вследствие катастрофы на Чернобыльской АЭС» от 15 мая 1991 года; «О радиационной безопасности населения» от 9 января 1996 года, а также Постановлением Правительства РФ «О режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению вследствие катастрофы на Чернобыльской АЭС» от 25 декабря 1992 года; Постановлением Правительства РФ «Об утверждении перечня населенных пунктов, находящихся в границах зон радиоактивного загрязнения вследствие катастрофы на Чернобыльской АЭС» от 18 декабря 1997 года.

Зона отселения – часть территории РФ за пределами зоны отчуждения с плотностью загрязнения почвы цезием-137, стронцием-90 и плутонием-239+240 свыше 555 кБк/м<sup>2</sup>, 111 кБк/м<sup>2</sup>, или 3,7 кБк/м<sup>2</sup> соответственно.

В зоне отчуждения разрешается осуществлять: научно-исследовательские опытные и необходимые для их обеспечения строительно-монтажные работы по обоснованию прогнозов отдаленных последствий экстремальных радиационных ситуаций, отработке методов и технологий дезактивации, реабилитации территорий, а также дезактивацию и рекультивацию объектов природной среды с целью постепенного возврата этих объектов в хозяйственный оборот; работы, связанные с захоронением загрязненных материалов и конструкций строений; мероприятия по обеспечению государственной безопасности, охраны общественного порядка и пожарной охраны, физической защиты радиационно-опасных объектов, санитарно-эпидемиологического надзора, скорой медицинской помощи. Другие виды деятельности запрещаются. В зоне запрещается постоянное проживание, а природно-хозяйственная деятельность регулируется специальными актами.

В зоне отселения хозяйственное использование территорий, контроль за состоянием и оздоровлением природной среды, дезактивация объектов и оборот осуществляются в рамках государственных программ Российской Федерации по защите от воздействия последствий Чернобыльской катастрофы. Без специального разрешения органов местной администрации запрещаются все виды лесопользования, заготовки сена, дикорастущих плодов, ягод, грибов, лекарственного и технического сырья, охота, рыбная ловля, неорганизованный туризм, прогон и выпас домашних животных, добыча и переработка всех видов полезных ископаемых, проезд всех видов транспорта вне дорог общего пользования, проведение любых видов работ, связанных с нарушением почвенного покрова.

Хозяйственная деятельность разрешается органами местной администрации по результатам радиационно-экологического контроля, который осуществляется Министерством охраны окружающей среды и природных ресурсов, Федеральной службой России по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды, Госсанэпиднадзором и Министерством сельского хозяйства.

Органы местной администрации по согласованию с указанными министерствами и МЧС устанавливают режим ограничений по природопользованию и обеспечивают реализацию комплекса мер по приведению радиоактивно загрязненных участков территорий в состояние, пригодное для хозяйственного использования и жизнедеятельности населения, возврату этих территорий по мере их реабилитации в хозяйственный оборот.

В зоне проживания с льготным социально-экономическим статусом (зоне радиационного контроля) проводится мониторинг содержания радионуклидов в сельскохозяйственной и лесной продукции, доз внешнего и внутреннего облучения населения, а также осуществляются меры по снижению доз облучения на основе принципа оптимизации.

Со временем авария на Чернобыльской АЭС обрастает все большим количеством мифов о количестве погибших и пострадавших, о животных-мутантах и т.п. В 1986 г. был создан Российский национальный радиационный и эпидемиологический регистр (НРЭР), 30 лет собиравший данные о тех, кто подвергся или мог быть подвержен воздействию радиации. В нем зарегистрировано 638 тыс. человек. Из них 187 тыс. – ликвидаторы аварии и 389 тыс. – жители Брянской, Калужской, Тульской и Орловской областей, которые подверглись наибольшему радиоактивному загрязнению.

Лучевая болезнь была выявлена у 134 человек, находившихся на аварийном блоке в первые сутки. Из них 28 погибли в течение нескольких месяцев после аварии, 20 умерли по разным причинам в течение 20 лет. За все прошедшие годы зафиксировано 122 случая заболевания лейкемией среди ликвидаторов, 37 из которых могут быть вызваны радиацией [29]. По данным НРЭР на начало 2016 года количество российских участников ликвидации последствий аварии, погибших из-за радиационного воздействия, составило 69 человек.

Среди населения НРЭР было зафиксировано около 100 случаев заболевания раком щитовидной железы среди детей, живших на загрязненной территории. Специалисты института проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, а также ВОЗ и МАГАТЭ объясняют это тем, что в первые дни после аварии радиоактивный йод в большом количестве осел на пастбищах, где паслись коровы, а затем сконцентрировались в молоке, употребляемом детьми.

В настоящее время большинство жителей загрязненных территорий России, Украины и Белоруссии получают менее 1 мЗв в год сверх естественного фона.

Мировая наука более 60 лет изучала появление генетических дефектов (мутаций) вследствие радиации и не выявила такой зависимости. Международная комиссия по радиологической защите в 2007 году понизила значение рисков появления мутаций от воздействия радиации в 10 раз.

После аварии на АЭС был сооружен саркофаг над разрушенным реактором. По планам украинского правительства к 2018 г. должно быть возведено новое, более надежное укрытие. Закрытие и консервация реакторов АЭС предполагается до 2020 года, затем выдержка реакторов до снижения радиационного излучения до приемлемого уровня (ориентировочно до 2045 г.). Демонтаж реакторов и оборудования, а также окончательная очистка площадки с целью снятия всех ограничений – до 2065 г.

Анализ последствий аварий на радиационно-опасных объектах позволяет совершенствовать способы защиты населения и окружающей среды от воздействия радиации. МАГАТЭ разработана и в 1990 году принята Международная шкала событий на АЭС (табл. 3.6).

## Международная шкала событий на АЭС

Уровень аварии	Описание	Критерии	Примеры
1-й	Незначительное происшествие	Функциональные отклонения, которые не представляют какого-либо риска, но указывают на недостатки в обеспечении безопасности (отказ оборудования, ошибки персонала, недостатки руководства)	
2-й	Происшествие средней тяжести	Отказы оборудования или отклонения от нормальной эксплуатации, которые хотя и не влияют непосредственно на безопасность станции, но способны привести к значительной переоценке мер персонала	
3-й	Серьезное происшествие	Выброс в окружающую среду радиоактивных продуктов в количестве, не превышающем 5-кратный допустимый суточный сброс. Происходит значительное переоблучение работающих (около 50 мЗв). За пределами площадки не требуется принятия заметных мер	Ван-дел-Лос, Испания, 1989 г.
4-й	Авария в пределах АЭС	Выброс радиоактивных продуктов в окружающую среду в количествах, не превышающих дозовые пределы для населения при проектных авариях. Облучение работающих около 1 Зв, вызывающее лучевые эффекты	Сан-Лоурент, Франция, 1980 г.
5-й	Аварии с риском для окружающей среды	Выброс в окружающую среду такого количества радиоактивных продуктов, которое приводит к незначительному повышению дозовых пределов для проектных аварий. Разрушение большей части активной зоны, вызванное механическим воздействием или плавлением. В некоторых случаях требуется частичное введение планов мероприятий по защите персонала и населения	Тримайл-Айленд, США, 1979 г., «К»
6-й	Тяжелая авария	Выброс в окружающую среду большого количества радиоактивных продуктов, накопленных в активной зоне, в результате которого дозовые пределы для проектных аварий будут превышены, а для запретных не превышены. Требуются широкомасштабные мероприятия для предотвращения серьезных последствий для здоровья населения	Виндескейл, Шеллафилд, Великобритания, 1957 г.
7-й	Глобальная авария	Выброс в окружающую среду большого количества радиоактивных продуктов, накопленных в активной зоне, в результате которого будут повышены дозовые пределы для запроектных аварий	Чернобыль, 1986 г.; Фукусима-1, Япония, 2011 г.

### 3.3. Особенности аварий на АЭС

Рассмотренные в разделе 3.2 радиационные аварии свидетельствуют о том, что наиболее пагубное воздействие на окружающую среду могут оказывать чрезвычайные происшествия на атомных станциях. На АЭС предусматриваются различные системы безопасности, предназначенные для предупреждения аварий и ограничения их последствий. Например, на АЭС с реакторами типа ВВЭР имеются пять таких барьеров безопасности: 1) оболочка таблетки ядерного топлива, удерживающая большую часть образующейся активности; 2) герметичные оболочки ТВЭЛов, способные противостоять давлению накапливающихся продуктов деления; 3) корпус реактора, изготовленный из стали толщиной несколько десятков миллиметров; 4) бетонная шахта реактора с прослойками из поглощающих материалов; 5) защитный корпус станции. Эти барьеры ослабляют ионизирующие излучения. Облучение населения, проживающего вблизи АЭС, не превышает 2 мЗв в год, т.е. не выше естественного фона. При нормальной работе АЭС основной вклад в дозу облучения населения (свыше 98%) вносят инертные газы (аргон, криптон, ксенон) и радионуклиды: йод-131, углерод-60, цезий-137, цезий-134, а также натрий-24 – для реакторов типа БН-600. Нормативными документами [14] установлена квота на суммарное облучение населения от радиоактивных газоаэрозольных выбросов в атмосферу и жидких сбросов в поверхностные воды, равная 250 мкЗв в год (200 и 50 мкЗв соответственно) на любом расстоянии от АЭС.

*Авария на АЭС* – потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями персонала станции, чрезвычайными ситуациями или иными причинами, которая может привести или привела к облучению людей выше установленных норм или радиоактивному загрязнению окружающей среды.

Основные причины аварий на АЭС:

- потеря теплоносителя в результате разрыва трубопровода соответствующего контура;
- повреждение ТВЭЛов при быстром возрастании мощности реактора;
- механические повреждения (в результате взрыва) систем водоснабжения;
- разрыв трубопровода контура рабочего тела.

Наибольшую опасность для персонала и населения, проживающего вблизи АЭС, представляет авария с разрушением активной зоны, при которой происходит массовый выброс радиоактивных веществ во внешнюю среду.

По техническим причинам возникновения аварии подразделяются на *проектные* и *запроектные*. Авария, причина которой устанавливается нормативно-технической документацией, а обеспечение безопасности при этом предусмотрено проектом АЭС, называется проектной. Запроектной называют аварию, обеспечение безопасности при которой не предусмотрено проектом. Такие аварии связаны, главным образом, с расплавлением топлива в

реакторе, они локализируются с помощью различных инженерно-технических и других мероприятий, не связанных с системами безопасности АЭС.

Выброс в окружающую среду большого количества радиоактивных продуктов, накопленных в активной зоне, в результате которого при аварии на АЭС за пределами санитарно-защитной зоны может быть только один поражающий фактор – радиоактивное загрязнение (заражение) местности. Местность считается *загрязненной*, если мощность экспозиционной дозы, измеренной на высоте 0,7–1 м от поверхности земли, превышает естественный радиационный фон 0,5 Р/ч, а если более этого значения – *зараженной*.

Радиоактивное загрязнение местности возникает также при взрыве ядерного боеприпаса. Однако характер загрязнения территории при аварии на АЭС имеет свои особенности (табл. 3.7), которые необходимо учитывать при выборе способов и средств защиты населения.

Таблица 3.7

**Особенности радиоактивного загрязнения местности при аварии на АЭС  
и ядерном взрыве**

Особенности аварии на АЭС	Особенности радиоактивного заражения при ядерном взрыве
Прогнозирование последствий аварии затруднено и носит ориентировочный характер из-за непредсказуемости условий аварии и метеобстановки. Ядерная реакция будет протекать даже после разрушения реактора, и выброс РВ будет продолжаться длительное время.	Ядерная реакция происходит мгновенно при минимальном выходе изотопов с гамма-излучением. Время выпадения радиоактивных осадков из облака взрыва составляет несколько часов, а изменения метеоусловий за это время – незначительные. Зона заражения носит прогнозируемый характер.
Большинство выбрасываемых из реактора радионуклидов имеют большие периоды полураспада (плутоний-239, цезий-137 и др.) Загрязнение территории будет продолжаться длительное время – десятки, сотни и тысячи лет.	Выпавшие из облака взрыва радионуклиды в основном коротко- или среднеживущие (стронций-89, 90), поэтому загрязнение будет продолжаться значительно меньше времени. (мощность дозы через 7 часов после выпадения радиоактивных осадков снижается в 10 раз, а через 2 суток – в 100 раз).
При разрушении реактора образуется мощное газообразно-аэрозольное облако, состоящее из радиоактивных газов, йода в мелкодисперсном состоянии и мелких частиц других элементов. Это способствует глубокому проникновению радиоактивных частиц в различные материалы зданий, предметов, что затрудняет их последующую дезактивацию.	Радиоактивные частицы крупные и, будучи тяжелее воздуха, сравнительно быстро осаждаются на поверхности земли. Дезактивация может производиться различными способами, в т.ч. механическим.

Особенности аварии на АЭС	Особенности радиоактивного заражения при ядерном взрыве
Радионуклиды в пыле- и газоаэрозольном состоянии длительное время находятся в воздухе, что способствует их поступлению в организм человека через органы дыхания и преимущественно внутреннему облучению.	Облучение людей преимущественно внешнее.
Продолжительный выброс радионуклидов на небольшую высоту (в среднем 300 м) и частые изменения метеоусловий приводят к неравномерности загрязнения местности.	Выброс радионуклидов происходит мгновенно на высоте 20–50 км. Сравнительно быстро формируется след радиоактивного облака на земле с предсказуемыми уровнями радиации.
Основной способ защиты населения – укрытие в убежищах и ПРУ. Обычными средствами индивидуальной защиты задержать мелкодисперсные аэрозоли и радиоактивные газы полностью невозможно.	Временным способом защиты может быть использование СИЗ, включая простейшие, которые могут улавливать крупные частицы радиоактивной пыли.

Как видно из таблицы, последствия радиоактивного заражения местности при аварии на АЭС могут быть более опасными для населения, чем при взрыве ядерного боеприпаса. *Вместе с тем, следует помнить, что радиоактивное заражение местности составляет только 15 % энергии ядерного взрыва, а остальная энергия расходуется на другие поражающие факторы.* На рис. 3.3 представлен график изменения мощности дозы излучения на местности при ядерном взрыве и при аварии на Чернобыльской АЭС.

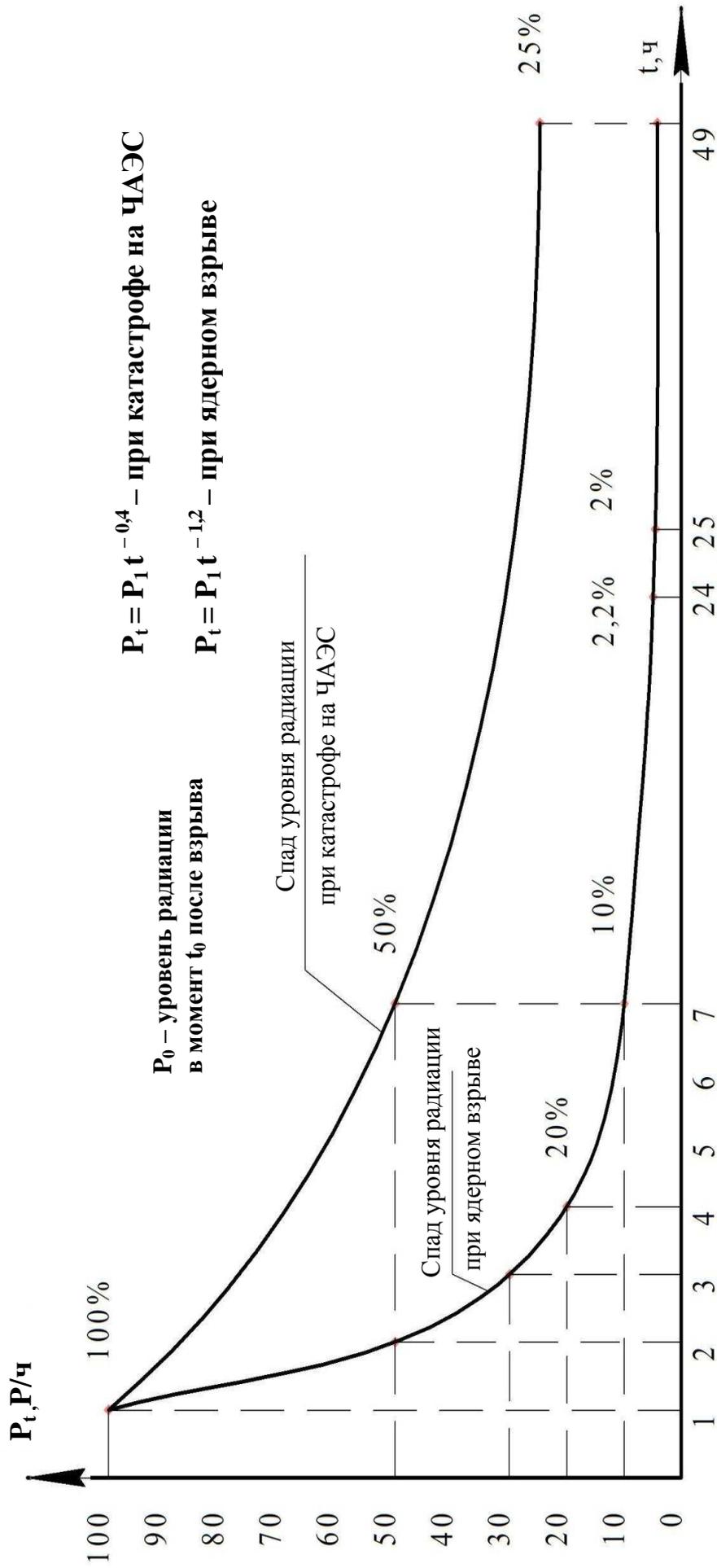


Рис. 3.3. График изменения мощности дозы излучения на местности ( $P_t$ ) во времени ( $t$ )

### Требования к обеспечению радиационной безопасности населения

#### 1. Основные принципы обеспечения радиационной безопасности

В соответствии с российским законодательством [1] граждане нашей страны имеют право на радиационную безопасность.

Государственная политика в области обеспечения радиационной безопасности в РФ в качестве одного из главных принципов определяет комплексную защиту опасных объектов (в первую очередь АЭС) от вероятных негативных воздействий природного, техногенного и антропогенного характера, в том числе от террористических угроз.

*Радиационная безопасность* – состояние защищенности настоящего и последующего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующих излучений. Радиационная безопасность считается надежной, если соблюдены требования защиты населения, которые установлены законами РФ, нормами радиационной безопасности и санитарными правилами [1; 2; 5–8].

Радиационная безопасность населения обеспечивается:

- созданием условий жизнедеятельности людей, отвечающих требованиям норм и правил;
- установлением квот (допустимых пределов) на облучение от различных источников;
- организацией радиационного контроля;
- эффективностью планирования и проведения мероприятий по радиационной защите в нормальных условиях и в случае радиационной аварии;
- организацией системы информирования о радиационной обстановке.

Основные принципы обеспечения радиационной безопасности населения при нормальной работе объектов ядерной энергетики [7]:

- *Принцип нормирования* – непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников излучения;
- *Принцип обоснования* – запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает возможного вреда, причиненного дополнительным облучением;
- *Принцип оптимизации* – поддержание на возможно низком уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облученных лиц при использовании любого источника излучения.

Контроль за состоянием радиоактивного загрязнения окружающей среды осуществляется Федеральной службой РФ по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды, а за уровнем радиационной безопасности населения – органами Санэпиднадзора.

В России создана база единой информационной системы по вопросам обеспечения радиационной безопасности населения, которая объединяет информационные системы МЧС РФ, Росгидромета, Роспотребнадзора и Российской академии наук. Основные ее задачи:

- информирование населения о режимах природопользования, безопасном проживании и хозяйственной деятельности на территориях, подвергшихся радиоактивному загрязнению;
- информирование о радиационной обстановке и мерах по обеспечению безопасности людей;
- пропаганда в области гражданской обороны, защиты населения и территорий от ЧС;
- популяризация знаний в области обеспечения радиационной безопасности.

Радиационная безопасность населения достигается путем ограничения воздействия от основных видов облучения – техногенных и природных.

## 2. Контроль техногенного облучения населения

Для контроля техногенного облучения установлены две категории лиц.

1. Персонал радиационно-опасных объектов (группы А и Б).
2. Население, включая лиц из персонала вне их производственной деятельности.

Основные пределы доз их облучения установлены нормативными документами [6] и представлены в табл. 4.1.

Таблица 4.1

Основные пределы доз

Нормируемая величина	Пределы доз	
	Персонал (группа А)	Население
Эффектная доза	20 мЗв (2 бэр) в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв (0,1 бэр) в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв (0,5 бэр) в год
Эквивалентная доза за год: – в хрусталике глаза – в коже – в кистях и стопах	150 мЗв (15 бэр) 500 мЗв (50 бэр) 500 мЗв (50 бэр)	15 мЗв (1,5бэр) 50 мЗв (5бэр) 50 мЗв (5бэр)
Планируемое повышенное облучение в эффективной дозе	До 100 мЗв (10 бэр) в год допускается с разрешения территориальных органов Госсанэпиднадзора До 200 мЗв (20 бэр) в год допускается только с разрешением Госсанэпиднадзора РФ.	

*Примечания.* 1. Основные пределы доз облучения **не включают** в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также радиационных аварий.

2. Основные пределы доз персонала группы Б составляют  $\frac{1}{4}$  значений для персонала группы А.

3. Для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение, годовые дозы не должны превышать значения, установленные для персонала группы Б.

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) – 1000 мЗв (100 бэр), а для населения за период жизни (70 лет) – 70 мЗв (7 бэр).

Планируемое повышенное облучение персонала группы А выше установленных пределов доз (табл. 4.1) может быть разрешено только в случае необходимости спасения людей или предотвращения их облучения при ликвидации последствий аварии. Разрешение на выполнение опасных работ может представляться мужчинам старше 30 лет при их добровольном письменном согласии после информирования о возможных дозах облучения и риске для их здоровья.

Облучение эффективной дозой свыше 200 мЗв в год рассматривается как потенциально опасное.

Облучение населения техногенными источниками излучения необходимо минимизировать путем обеспечения сохранности источников излучения, контроля технологических процессов и ограничения выбросов радионуклидов в окружающую среду, а также другими мероприятиями на стадии проектирования, эксплуатации и утилизации источников излучения.

Свой вклад в облучение населения от технических источников вносят медицинские процедуры, которые не включены в дозовые пределы (табл. 4.1). Эффективные эквивалентные дозы от медицинских и других технических источников излучений представлены в табл. 4.2.

Таблица 4.2

**Эффективные эквивалентные дозы от технических источников излучений**

№ п/п	Вид облучения	Эффективная эквивалентная доза (облучение всего тела), мЗв
1	Флюорография	0,1–0,5
2	Рентгеноскопия грудной клетки	2–4
3	Рентгенография одного зуба	0,03–0,3
4	Рентгеновская томография	5–10
5	Рентгеноскопия желудка, кишечника	0,1–0,25
6	Лучевая гамма-терапия после операции	0,2–0,25
7	Прием радоновой ванны	0,01–1
8	Облучение за счет радиоактивных выбросов вблизи АЭС (за год)	0,2–1
9	Облучение за счет дымовых выбросов теплоэлектростанций на угле (за год)	2–5
10	Просмотр кинофильма по цветному телевизору на расстоянии 2 м от экрана	0,01
11	Ежедневные 3-часовые просмотры телепрограмм (в течение года)	0,5–7
12	Полет в течение 1 часа на сверхзвуковом самолете на высоте 20 км	10–30
13	Перелет по маршруту Москва – Нью-Йорк	50

Как видно из табл. 4.2, при нормальной радиационной обстановке основными источниками техногенного облучения могут быть медицинские рентгенорадиологические процедуры.

Высокие дозы облучения могут быть получены при лечении онкологических заболеваний, так как раковые клетки выдерживают несколько тысяч рентген, а здоровые клетки погибают при полученной дозе от 100 до 400 рад.

Радиационная защита пациентов при медицинском облучении должна быть основана на необходимости получения полезной диагностической информации или терапевтического эффекта от медицинских процедур при наименьших возможных уровнях облучения. Даже незначительная рентгенография, если не принесет ощутимого вреда организму, то способна изменить генетическую конституцию и привести к пагубным последствиям для потомков. Поэтому в соответствии с [2] по требованию гражданина (пациента) должна предоставляться полная информация об ожидаемой или получаемой им дозе облучения и о возможных последствиях медицинских процедур. При проведении обоснованных рентгенорадиологических обследований практически здоровых лиц, не получающих прямой пользы для своего здоровья от процедур, связанных с облучением, годовая эффективная доза не должна превышать 1 мЗв. Персонал рентгенорадиологических отделений не должен подвергаться облучению в дозе, превышающей 5 мЗв в год.

Дозы облучения населения и персонала медицинских учреждений зависят от качества диагностической аппаратуры и методов лечения. Так, данные проводившихся исследований свидетельствуют о том, что средняя годовая доза облучения персонала рентгенографических кабинетов составляла: в 1960 г. – 80 мЗв, в 1965 – 25 мЗв, в 1975 – 9 мЗв, в 1980 – 5 мЗв, в настоящее время – 2 мЗв. За последние 40–50 лет доза облучения снизилась в 30 и более раз.

При проведении процедур, связанных с облучением в учреждениях здравоохранения, должны регистрироваться дозы у всех лиц, подвергающихся медицинскому облучению.

### **3. Контроль природного облучения населения**

Требования радиационной безопасности распространяются на все природные источники излучения: изотопы радона и продукты их распада в воздухе помещений; гамма-излучение природных радионуклидов, содержащихся в строительных материалах; природные радионуклиды в питьевой воде, в удобрениях и полезных ископаемых.

#### ***3.1. Допустимые уровни излучений на объектах строительства***

На участке застройки мощность эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения (Н) на уровне 0,1 м от поверхности земли не должна превышать 0,15 мкЗв/ч. На участках, где  $0,15 < Н < 0,3$  мкЗв/ч, должны быть определены удельные активности техногенных радионуклидов в почве и по согласованию с органами Госсанэпиднадзора решен вопрос о необходимости проведения дезактивационных мероприятий по выполнению требований НРБ-99/2009.

На участках, где значение удельной активности радионуклидов в почве не превышает 370 Бк/кг, мероприятия по дезактивации не проводятся.

При необходимости очистки участка (дезактивации) от радиоактивных загрязнений следует руководствоваться требованиями, приведенными в табл. 4.3.

Таблица 4.3

### Требования к участку застройки

Значения МЭД в пределах загрязненной площадки (мкЗв/ч)	Требования к работам по удалению загрязненной почвы
$0,3 < H < 1,0$	Загрязненная почва может быть использована для засыпки ям, котлованов и т.п. с последующей рекультивацией этих мест. Не допускается использование загрязненных почв для устройства подсыпок под зданиями и вокруг фундаментов
$1,0 < H < 3,0$	Загрязненная почва должна быть вывезена на специально выделенный участок на полигоне промышленных и бытовых отходов с последующей рекультивацией этого участка
$H > 3,0$	Загрязнения должны быть вывезены на специализированный пункт захоронения радиоактивных отходов с соблюдением правил обращения с радиоактивными отходами

*Примечание.* На рекультивируемых участках уровень МЭД внешнего гамма-излучения не должен превышать 0,3 мкЗв/ч.

На участках (в пределах плана здания), где значение плотности радона из грунта не превышает 80 мБк/кВ.м.с., допускается строительство зданий без средств противорадиационной защиты. (Плотность потока радона – это активность радона, проходящего через ед. площади поверхности земли в ед. времени.) Если значение плотности радона превышает 80 мБк/кВ.м.с., предусматривается специальная противорадиационная защита зданий. Строительство дошкольных, общеобразовательных и лечебных учреждений рекомендуется производить на участках, где плотность потока радона не превышает 40 мБк/кВ.м.с.

Для строительства зданий производственного назначения следует выбирать участки территории, где плотность радона с поверхности грунта не превышает 250 мБк/кВ.м.с. При превышении этого показателя должны проводиться защитные мероприятия.

При проектировании новых зданий жилищного и общественного назначения среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность радона и торона в воздухе помещений не должна превышать  $100 \text{ Бк/м}^3$ , а мощность эффективной дозы гамма-излучения – не более 0,2 мкЗв/ч сверх мощности дозы на открытой местности.

В эксплуатируемых жилых и общественных зданиях среднегодовая объемная активность радона и торона должна быть не более  $200 \text{ Бк/м}^3$ . При более высоких значениях объемной активности необходимо выполнять защитные мероприятия, направленные на снижение поступления радона в воздух помещений и улучшение вентиляции помещений.

Защитные мероприятия также проводятся, если мощность эффективной дозы гамма-излучения в помещениях превышает мощность дозы на открытой местности более чем на 0,2 мкЗв/ч. При невозможности снизить значения одного или обоих показателей до нормативного уровня рассматривается вопрос о переселении жильцов и перепрофилировании здания или его сносе.

Эффективная удельная активность природных радионуклидов в строительных материалах (щебень, гравий, песок, бутовый камень, цементное и кирпичное сырье и прочее), добываемых на их месторождениях, а также отходы промышленного производства, используемые для изготовления строительных материалов (золы, шлаки и пр.) и готовой продукции, не должна превышать:

– для материалов, используемых в строящихся и реконструируемых жилых и общественных зданиях (I класс), – 370 Бк/кг;

– для материалов, используемых в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений (II класс), – 740 Бк/кг;

– для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов (III класс), – 1500 Бк/кг;

Использование материалов с удельной активностью 1,5–4 кБк/кг может быть разрешено в каждом случае на основании санитарно-эпидемиологического заключения органов Госсанэпиднадзора.

Материалы с удельной активностью более 4 кБк/кг не должны использоваться в строительстве.

Эффективная удельная активность природных радионуклидов в облицовочных изделиях и материалах, используемых для внутренней облицовки зданий и сооружений, а также в санитарно-технических изделиях, посуде, изделиях художественных промыслов и предметах интерьера из керамики, керамогранита, природного и искусственного камня, глины, фаянса и фарфора, не должна превышать 740 Бк/кг.

При перевозке строительных материалов и изделий, минерального сырья и материалов, а также производственных отходов, содержащих природные радионуклиды, мощность дозы на поверхности транспортного средства не должна превышать 1 мкЗв/ч, а на поверхности упаковки продукции – 2,5 мкЗв/ч.

Для проверки соответствия зданий жилищного и общественного назначения существующим требованиям [6,7] на всех стадиях строительства, реконструкции, капитального ремонта и эксплуатации проводится радиационный контроль. В случае обнаружения превышения нормативных значений должны осуществляться защитные мероприятия, направленные на снижение мощности дозы гамма-излучения и содержания радона в воздухе помещений.

*По данным некоторых исследований [25] при проживании в течение года в различных домах человек получает следующие дозы излучения от стен: в кирпичных домах – от 50 до 100 мбэр; в бетонных – 70–100 мбэр; в деревянных – 30–50 мбэр.*

Воздействие радона можно уменьшить, если выбрать дом из таких природных материалов, как природный гипс, портландцемент, гравий, содержание радона в которых не превышает 50 Бк/кг, а лучшим строительным материалом может быть дерево, в котором самое низкое содержание радона – 26 Бк/кг.

Контроль за содержанием природных радионуклидов в строительных материалах и изделиях осуществляет производитель. Применение этой продукции допускается при наличии санитарно-эпидемиологического заключения органов Госсанэпидемнадзора. В сопроводительной документации должно указываться численное значение удельной активности природных радионуклидов на каждый вид такой продукции.

### **3.2. Требования к качеству питьевой воды**

Требования по обеспечению радиационной безопасности населения при потреблении питьевой воды регламентированы НРБ-99/2009 и СП 2.6.1.1242-2003. Они включают следующие основные положения:

\* при содержании природных и искусственных радионуклидов в питьевой воде, создающих эффективную дозу облучения населения меньше 0,1 мЗв/год, не требуется проведения мероприятий по снижению ее радиоактивности;

\* критерием непревышения указанной дозы за счет питьевой воды является содержание отдельных радионуклидов в воде ниже уровня вмешательства (УВ) для стандартного водопотребления 730 кг в год.

Содержание радионуклидов в воде зависит от типа воды, климатических условий, от вмещающих пород, геологического состава и других условий. Наибольшее содержание природных радионуклидов в подземных водах. В поверхностных водах их концентрация, как правило, не превышает уровень вмешательства. По данным НКДАР ООН составная часть питьевой воды в суммарной дозе облучения населения не является преобладающей. Наибольший вклад в формирование дозы облучения за счет потребления питьевой воды вносят изотопы: урана-238 и -234; радия-226 и -228; радона-222 и -228; тория-230 и -232. Содержание искусственных радионуклидов в воде может повышаться в результате радиационных аварий, а также сбросов предприятиями ядерной энергетики.

Качество питьевой воды по показателям радиационной безопасности определяется по удельной суммарной альфа- и бета-активности. При значениях альфа-активности ниже 0,2 Бк/кг и бета-активности ниже 1,0 Бк/кг дальнейшие исследования воды не являются обязательными. В случае превышения указанных уровней проводится анализ содержания радионуклидов в воде в соответствии с санитарными нормами. Радон, содержащийся в воде, переходит в воздух помещения и затем ингаляционным путем – в организм человека. Уровень вмешательства для радона в питьевой воде составляет 60 Бк/кг. Особенно высокое содержание радона возможно в артезианских скважинах и других подземных источниках. Определение удельной активности радона в воде из этих источников является обязательным. Расчеты показывают, что при концентрации радона в воде 1000 Бк/м<sup>3</sup> (1 Бк/л) увеличение объемной активности радона в воздухе помещений составит 0,1 Бк/м<sup>3</sup>. Больше всего его будет на кухне и в ванной.

В случае присутствия в воде радионуклидов выше УВ производится оценка доз внутреннего облучения населения в соответствии с методикой, изложенной в МУ 2.6.1.1981-05: «Радиационный контроль и гигиеническая оценка источников питьевого водоснабжения и питьевой воды по показателям радиационной безопасности. Оптимизация защитных мероприятий источников питьевого водоснабжения с повышенным содержанием радионуклидов».

На каждый источник централизованного питьевого водоснабжения оформляется санитарно-эпидемиологическое заключение на соответствие требованиям радиационной безопасности. Контроль за содержанием радионуклидов в питьевой воде осуществляет организация, обеспечивающая водоснабжение населения (водоканал).

Для минеральных и лечебных вод установлены специальные нормативы и потребление их ограничивается рекомендациями медицинских работников.

### **3.3. Требования к качеству продуктов питания**

Основные дозовые нагрузки на население обусловлены потреблением продуктов питания, производимых на загрязненных территориях. Сократить поступление радионуклидов в организм человека можно:

- \* снижением поступления радионуклидов в овощи, фрукты, зерновые путем внесения в почву фосфорных и калийных удобрений (в расчетных количествах), микроэлементов (бора, молибдена), а также перекопкой и известкованием почвы;

- \* снижением поступления радионуклидов в организм животных, а следовательно, в молоко и мясо, путем перевода животных с луговых пастбищ на корма искусственных сенокосов (клевер, тимофеевка и др.), временного прекращения выпаса животных и перевода их на стойловое содержание, насыщения рациона питания животных кормовыми добавками, микроэлементами;

- \* проведением дезактивации пищевых продуктов механическим, физическим, химическим и биологическим методами.

Сократить поступления радионуклидов в организм человека можно также путем технической и кулинарной обработки продуктов питания.

Техническая обработка мяса, рыбы, молока, овощей и других пищевых продуктов способствует уменьшению содержания в них радионуклидов в 2–50 раз и более по сравнению с исходным (табл. 4.4).

Переработка молока на сливки, творог, сыр, масло сопровождается переходом радионуклидов в пахту, сыворотку, т.е. снижением радионуклидов в 10–100 раз. Широко используется переработка молока и сливок на сгущенные и сухие. Радионуклиды в топленом масле отсутствуют.

С целью уменьшения концентрации радионуклидов в мясе его варят в воде и удаляют бульон (удаляется 80% цезия-137). Можно вымачивать мясо в растворе поваренной соли, что позволяет снизить содержание радионуклидов на 80–90%. Перетопка сала способствует удалению 90% цезия-137. Свиноводческие фермы и птицефабрики позволяют получать мясо с меньшим содержанием радионуклидов.

**Снижение содержания радионуклидов в сельскохозяйственной продукции при переработке**

Мероприятия	Кратность снижения накопления	
	<sup>137</sup> Cs	<sup>90</sup> Sr
Помол зерна на муку	1,5–2,5	1,5–2,5
Производство крупы из зерна	1,5–2,5	1,5–2,5
Промывка овощей и картофеля	2–10	2–10
Срезание головок корнеплодов, удаление кроющих листьев	2–10	2–10
Производство осветленных соков	2,5–3	
Производство компотов, варений, джемов	2	2
Получение сахара из сахарной свеклы	700	500
Переработка картофеля на крахмал	50	
картофель отварной	20	2
Переработка зерна на крахмал	50	
Переработка зерна на спирт	1000	
Переработка молока на:		
обезжиренное молоко	1,2	1,1
сливки	7	10–15
творог обезжиренный	10	88
масло	40	70
масло топленое	>100	>100
Рыба отварная	10	2
Мясо отварное	3–6	1,5–2
Перетапливание сала	20	20

Дезактивация рыбы проводится аналогично мясу длительным вымачиванием в воде и провариванием с удалением отвара. Озерная рыба содержит больше радионуклидов, чем морская и речная, при этом наибольшая концентрация их во внутренних органах и голове.

Овощи по уровню накопления цезия-137 и стронция-90 располагаются в такой последовательности: капуста, огурцы, томаты, лук, чеснок, картофель, морковь, свекла, редис, фасоль, горох, щавель. Дезактивацию овощей проводят путем механической очистки поверхности от земли, тщательного вымывания в проточной воде.

Картофель, капуста, свекла обычно подлежат длительной варке, что дает более полную дезактивацию.

Огурцы и томаты мало накапливают радионуклиды, поэтому их достаточно вымыть под проточной водой и замариновать или засолить, однако рассол употреблять нельзя.

Фрукты, как правило, не накапливают большого количества радионуклидов. Обычно радионуклиды содержатся в косточках и незначительно в кожуре. Достаточно промыть фрукты под проточной водой, очистить кожуру, удалить сердцевину.

Заметная часть дозы облучения населения, проживающего на загрязненной территории, формируется за счет потребления даров леса. При потреблении грибов, ягод, мяса дичи их доля во внутренней дозе может составить от 30 до 80% [18]. Наиболее интенсивно грибы и ягоды поглощают и накапливают цезий-137 в хвойных и хвойно-лиственных лесах. Основ-

ные виды грибов, собираемых населением, накапливают цезий-137 в 1,5–10 раз больше, чем его содержится в лесной подстилке и в 10–100 раз больше, чем в верхнем слое грунта. Распределение грибов по степени накопления цезия-137 показано на рис. 4.1 с учетом коэффициента перехода радионуклидов из почвы в продукт (Бк/кг продукта к плотности загрязнения почвы в Бк/кв. м).

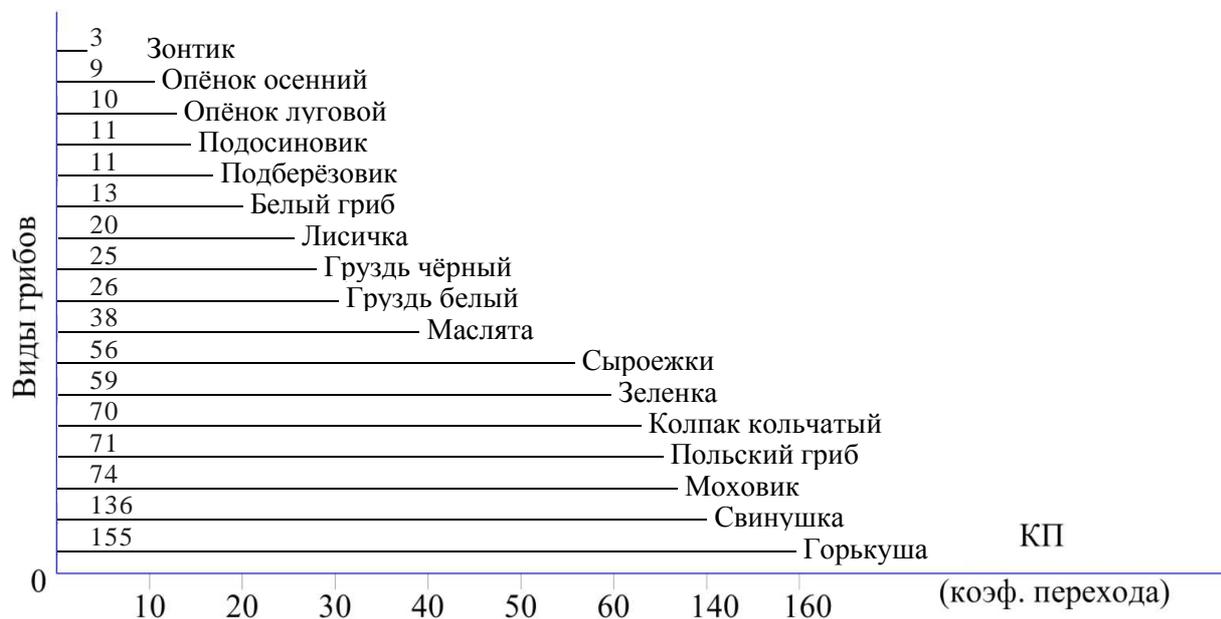


Рис. 4.1. Распределение грибов по степени накопления цезия-137

Кп > 50 – грибы-аккумуляторы  
 Кп 10–20 – средненакапливающие грибы  
 Кп 20–50 – сильнонакапливающие грибы  
 Кп < 10 – слабонакапливающие грибы  
 Рекомендуется собирать грибы с Кп < 10

Лесные ягоды и плоды по степени накопления цезия-137 можно подразделить на три группы: сильнонакапливающие, средненакапливающие и слабонакапливающие. Лидером среди ягод по степени накопления радионуклидов является брусника (рис. 4.2).

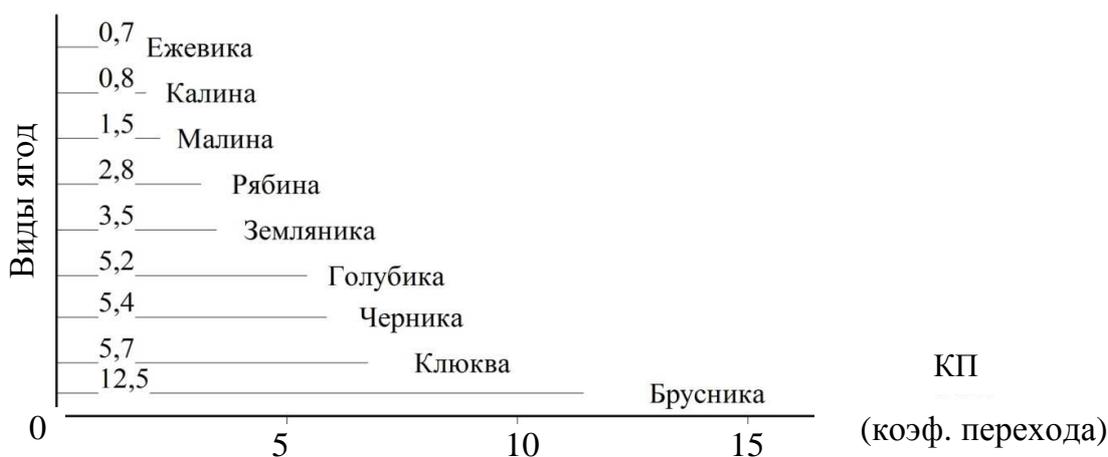


Рис. 4.2. Распределение ягод по степени накопления цезия-137

Кп > 5 – сильнонакапливающие ягоды  
 Кп < 2 – слабонакапливающие ягоды  
 Кп 2–5 – средненакапливающие ягоды  
 Кп < 10 – грибы  
 Рекомендуется собирать ягоды с Кп < 2

В лесу основное количество радионуклидов сосредоточено в верхнем (2–3 см) слое лесной подстилки. При плотности загрязнения территории леса цезием-137 выше 2 Ки/км<sup>2</sup> в собранных грибах и ягодах необходимо строго контролировать уровень загрязнения продуктов.

Дезактивацию грибов необходимо проводить более тщательно. В их шляпках накапливается в 2–3 раза больше цезия-137, чем в ножках. Характерно, что темноокрашенные грибы впитывают стронция-90 в 1,5 тыс. раз больше, чем окружающие их растения, а светлоокрашенные – в 5 раз меньше. Для уменьшения радионуклидов необходимо очистить грибы от песка и промыть холодной водой, измельчить на кусочки, залить раствором поваренной соли и кипятить 10 мин, слить раствор, еще раз промыть холодной водой и кипятить в течение 20 мин. Концентрация радионуклидов в данном случае уменьшается в среднем более чем в 100 раз.

Радиационная безопасность продуктов питания регламентируется СанПиН 2.3.2.1078-01. Допустимые уровни удельной активности радионуклидов цезия-137 и стронция-90 в пищевых продуктах представлены в табл. 4.5.

Таблица 4.5

**Допустимые уровни удельной активности радионуклидов цезия-137 и стронция-90 в пищевых продуктах**

Пищевые продукты	Активность радионуклидов, Бк/кг	
	Цезий-137	Стронций-90
Мясо и мясные продукты	160	50
Оленина	320	100
Яйцо куриное	80	50
Молоко и молочные продукты	100	25
Консервы молочные	300	100
Рыба живая и мороженая	130	100
Рыба сушеная, вяленая	260	200
Водоросли морские	200	100
Зерно, фасоль, горох	50	60
Крупы	50	30
Мука пшеничная и др.	60	30
Хлеб и хлебобулочные изделия	50	30
Сахар	140	100
Кондитерские изделия	160	100
Какао-бобы и какао-продукты	100	80
Мучные кондитерские изделия	50	30
Картофель	120	40
Овощи, бахчевые	120	40
Фрукты, ягоды, виноград	40	30
Ягоды дикорастущие	160	60
Грибы	500	50
Сухие ягоды, фрукты, виноград	200	150
Сухие дикорастущие ягоды	800	300
Сухие грибы	2500	250

Пищевые продукты	Активность радионуклидов, Бк/кг	
	Цезий-137	Стронций-90
Джемы, варенье	80	70
Орехи	200	100
Чай (черный, зеленый)	400	200
Кофе	300	100
Молоко коровье	200	60

*Примечание.* Цезий-137 и стронций-90 являются основными радионуклидами техногенного происхождения. Их доля в дозе внутреннего облучения при поступлении с пищевыми продуктами в организм человека не должна превышать 1 мЗв в год.

Допустимое содержание радионуклидов в пищевых продуктах, питьевой воде и воздухе рассчитывается на основании дозовых коэффициентов при поступлении радионуклидов через органы пищеварения с учетом их распределения по компонентам рациона питания и питьевой воде, а также с учетом поступления радионуклидов через органы дыхания и внешнего облучения людей.

Степень радиационной безопасности населения от всех основных природных источников ионизирующих излучений характеризуется значениями эффективных доз облучения и согласно ОСПОРБ – 99/2010 составляет:

- менее 5 мЗв /год – приемлемый уровень облучения населения;
- от 5 до 10 мЗв/год – облучение населения является повышенным;
- более 10 мЗв/год – облучение населения является высоким.

Сведения об уровнях облучения населения природными источниками излучения заносятся в радиационно-гигиенический паспорт<sup>2</sup>.

<sup>2</sup> Радиационно-гигиенический паспорт (РГП) разрабатывается в соответствии с ФЗ №3-96 г. «О радиационной безопасности населения» для организаций и территорий. Все организации, использующие источники ионизирующих излучений, ежегодно предоставляют заполненные РГП в орган Госсанэпиднадзора территории (области), и на их основе составляется РГП территории. В паспорте учитываются основные параметры радиационной безопасности населения.

### Организация противорадиационной защиты населения

#### 1. Управленческие решения по защите населения в условиях нормальной радиационной обстановки

Эффективная защита населения на загрязненной территории после аварии на АЭС предполагает заблаговременное выполнение комплекса различных организационных, инженерно-технических, санитарно-гигиенических и других мероприятий, осуществляемых до аварии в условиях нормальной радиационной обстановки.

##### 1.1. Планирование защиты персонала АЭС и населения

При планировании защитных мероприятий на случай аварии устанавливаются уровни вмешательства (дозы и мощности доз облучения, уровни радиоактивного загрязнения) применительно к АЭС и условиям ее размещения с учетом вероятных типов аварии, сценариев развития аварийной ситуации и складывающейся радиационной обстановки.

Начальным этапом планирования является выработка мероприятий, обеспечивающих нормальную радиационную обстановку в зоне АЭС, а также прогнозирование последствий вероятных аварий на станции: определение возможных зон загрязнения и режимов защиты персонала и населения; организация упреждающей и экстренной эвакуации населения; расчет состава сил и средств для ликвидации последствий ЧС и другие мероприятия.

Различают *заблаговременное* и *оперативное* прогнозирование последствий аварий.

Заблаговременное прогнозирование осуществляется с целью получения качественной и количественной информации о возможной ЧС, в том числе о времени и месте ее возникновения, характере и степени связанных с ней опасностей, возможных социально-экономических последствиях, для предупреждения ЧС и планирования мероприятий по ее локализации и ликвидации [5]. По итогам заблаговременного прогнозирования определяются границы зон возможной опасности, характеристика которых дана в СП 165.1325800.2014 [8] и представлена в табл. 5.1.

Для уменьшения воздействия радиации на людей, оказавшихся в зоне радиоактивного загрязнения, заблаговременно разрабатываются режимы радиационной защиты. Режимы устанавливаются для населения и персонала с целью защиты от вредного воздействия ионизирующих излучений и радиоактивных веществ на загрязненной местности.

Режим радиационной защиты предусматривает:

- допустимое время пребывания персонала и населения в зонах загрязнения;
- продолжительность приема препаратов стабильного йода;
- продолжительность использования защитных свойств зданий, техники, транспорта;
- время пребывания на открытой местности в средствах индивидуальной защиты;
- порядок эвакуации из зоны загрязнения.

Таблица 5.1

## Характеристика границ зон возможной опасности объектов атомной энергетики

№ п/п	Объекты атомной энергетики	Границы зон возможной опасности		
		Возможных сильных разрушений* при воздействии обычных средств поражения	Возможных сильных разрушений при техногенных взрывах	Возможного радиоактивного заражения
1	АЭС мощностью до 4 ГВт (включительно)	Границы проектной застройки объекта и примыкающая к ним СЗЗ	–	Границы возможных сильных разрушений объекта и прилегающая к этой зоне полоса шириной 20 км
2	АЭС мощностью более 4 ГВт	Границы проектной застройки объекта и примыкающая к ним СЗЗ	–	Границы возможных сильных разрушений объекта и прилегающая к этой зоне полоса шириной 40 км
3	Объекты использования атомной энергии (за исключением АЭС), отнесенные к категориям по ГО, но не являющиеся взрывоопасными	Границы проектной застройки объекта и примыкающая к ним СЗЗ	–	Границы проектной застройки объекта и примыкающая к ним СЗЗ
4	Объекты использования атомной энергии (за исключением АЭС), не отнесенные к категориям по ГО, но являющиеся взрывоопасными	–	Границы определяются в соответствии с нормативными документами	Границы проектной застройки объекта и примыкающая к ним СЗЗ
5	Объекты использования атомной энергии (за исключением АЭС), отнесенные к категориям по ГО и являющиеся взрывоопасными	Границы принимаются максимальными из границ зоны возможных сильных разрушений, определяемых при воздействии обычных средств поражения или в соответствии с нормативными документами	–	Границы проектной застройки объекта и примыкающая к ним СЗЗ
6	Объекты использования атомной энергии (за исключением АЭС), не отнесенные к категориям по ГО и не являющиеся взрывоопасными	–	–	Границы проектной застройки объекта и примыкающая к ним СЗЗ

\* Зона возможных сильных разрушений – территория, в пределах которой в результате воздействия обычных средств поражения здания и сооружения могут быть сильно или полностью разрушены с образованием завалов.

Методика определения режимов радиационной защиты персонала и населения на загрязненной территории представлена в приложении 4.

Оперативное прогнозирование радиационной обстановки осуществляется после случившейся аварии и рассматривается в разделе 2 гл. V.

Планирование защиты персонала АЭС, работающего непосредственно на станции и находящегося в санитарно-защитной зоне, возлагается на отдел ГОЧС атомной станции. Планирование защиты населения в районах возможного загрязнения осуществляется соответствующими органами управления РСЧС различных уровней.

Основным планирующим документом является «План действий по предупреждению и ликвидации аварии на АЭС». Типовое содержание плана определено Госатомнадзором России [17]. План предусматривает объем, сроки и порядок выполнения мероприятий по защите персонала атомной станции при угрозе и возникновении ЧС природного и техногенного характера, по организации и проведению аварийно-спасательных и других неотложных работ (АСиДНР), а также определяет привлекаемые силы и средства.

План разрабатывается администрацией станции для наиболее тяжелой запроектной аварии. План состоит из текстовой части и приложений. Текстовая часть включает: общие положения; краткую географическую и социально-экономическую характеристику района размещения АЭС; краткую оценку возможной обстановки на станции при возникновении ЧС; основные критерии введения режимов «Повышенная готовность» или «Чрезвычайная ситуация»; организацию оповещения, связи и информационного обмена; порядок приведения в готовность и развертывания органов управления РСЧС; мероприятия по защите персонала при введении режимов «Повышенная готовность» или «Чрезвычайная ситуация» и другие разделы.

Основу плана составляет *решение* руководителя объекта на организацию и проведение важнейших мероприятий.

План подписывается директором АЭС, согласовывается с руководством территориальных органов МЧС, ФСБ, МВД, ФМБА России, Росгидромета, организацией – разработчиком проекта станции и утверждается руководством Росэнергоатома.

Приложения к плану: карта (схема) возможной обстановки при возникновении ЧС; расчет зон радиоактивного заражения, доз внутреннего и внешнего облучения при запроектной аварии; схема оповещения при угрозе и возникновении аварии на АЭС; схема организации связи и передачи информации при возникновении аварии; план-график приведения в готовность органов управления, сил наблюдения и контроля, сил ликвидации ЧС; схема управления силами и средствами ликвидации ЧС и другие документы.

План действий по предупреждению и ликвидации ЧС систематически корректируется в целях учета изменившихся условий обстановки не реже одного раза в год.

### ***1.2. Создание оперативной локальной системы оповещения***

Оперативная локальная система оповещения создается на АЭС с радиусом действия 5 км в зоне упреждающей эвакуации. В районах возможного радиоактивного загрязнения организуется система оповещения на общих основаниях. Оповещение населения в этих районах осуществляется с помощью радио и телевизионных средств. Для привлечения внимания населения включаются сирены системы гражданской обороны, дублируемые прерывистыми гудками предприятий и транспорта. Речевая информация оповещения должна содержать сообщение о случившемся (о характере ЧС, фактической обстановке, прогнозе ее развития) и рекомендации по действиям населения.

На АЭС разрабатывается схема оповещения, которая является одним из приложений «Плана действий по предупреждению и ликвидации аварии». Оповещение персонала АЭС на промплощадке, в санитарно-защитной зоне, в городке энергетиков производится диспетчерской службой станции. Оповещение населения в других районах возможного радиоактивного загрязнения осуществляется органами управления РСЧС различных уровней после информации, полученной с АЭС.

### ***1.3. Инженерно-технические мероприятия по обеспечению безопасной работы АЭС***

Главным требованием при проектировании, сооружении и эксплуатации атомной станции является обеспечение радиационной безопасности как персонала объекта, так и проживающего вблизи его населения.

Проектирование АЭС осуществляется с учетом оценки рисков ЧС в результате возможной аварии. При этом индивидуальный риск населения вблизи станции должен быть в 10 раз меньше, чем персонала объекта [8].

Проектирование и размещение АЭС производится с учетом максимального использования естественных условий, уменьшающих воздействие поражающих факторов обычного оружия, вторичных поражающих факторов, а также ЧС природного и техногенного характера.

Дальнейшее развитие АЭС должно осуществляться за счет её реконструкции и технического перевооружения без увеличения объемов вредных стоков и выбросов. Размещение новых объектов атомной энергии не должно ухудшать экологическую и радиационную безопасность населения и окружающей среды.

Площадка размещения АЭС должна располагаться на незатапливаемой территории при любом уровне паводковых вод, а уровень грунтовых вод должен быть не менее чем на 1,5 м ниже дна подземных емкостей радиоактивных отходов. Площадка АЭС проектируется с подветренной стороны по отношению к городку энергетиков. Численность городка энергетиков не должна превышать 50 тыс. чел, а удаление его от станции – не менее 8 км. В радиу-

се 25 км от АЭС средняя плотность проживающего там населения не должна превышать 100 чел/км<sup>2</sup>.

Расстояние от АЭС до объектов, которые могут стать источниками взрывов, а также объектов хранения АХОВ предусматривается не менее 5 км, а от складов боеприпасов – 10 км. Удаление от АЭС аэропортов – не менее 12 км, предприятий химической и металлургической промышленности – 25 км.

Нормативные расстояния от АЭС до ближайших городов зависят от мощности реакторов станции и численности населения (табл. 5.2).

Таблица 5.2

**Нормативные расстояния от АЭС до населенных пунктов**

Количество населения города	Расстояние от АЭС при мощности энергоблоков, км	
	До 4 гвт	Более 4 гвт
От 100 до 500 000 чел.	25	25
От 500 тыс. до 1 млн чел	30	30
От 1 млн до 1,5 млн чел	35	40
От 1,5 млн до 2 млн чел	40	50
Более 2 млн чел	100	100

Для обеспечения радиационной безопасности населения на АЭС устанавливаются вентиляционные трубы, через которые радиоактивные вещества выводятся в атмосферу. Высота труб зависит от мощности реактора и должна быть не менее 100 м. Удаляемый через трубу загрязненный воздух проходит через фильтры. Среднесуточные допустимые выбросы инертных газов и аэрозолей в атмосферу, а также годовой допустимый сброс радионуклидов с жидкими стоками в водоемы устанавливается нормативными документами [23].

**1.4. Подготовка защитных сооружений для укрытия персонала и населения в случае аварии на АЭС**

Проектирование, строительство и размещение защитных сооружений гражданской обороны (убежищ и ПРУ) осуществляется в соответствии с нормативными документами СП 88.13330.2014 и СП 165.1325800.2014.

Защита наибольшей работающей смены АЭС осуществляется в **убежище**, расположенном в границах проектной застройки станции. Убежище обеспечивает защиту укрываемых от: расчетного воздействия поражающих факторов ядерного оружия и обычных средств поражения; биологических средств, боевых отравляющих веществ и химически опасных веществ; радиоактивных веществ при разрушении ядерных реакторов, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных отходов; высоких температур и продуктов горения при пожарах.

Убежище рассчитывается на избыточное давление во фронте ударной волны, равное 200 кПа ( $2\text{кгс}/\text{см}^2$ ), и степень ослабления проникающей радиации ограждающими конструкциями, равную 5000. Системы жизнеобеспечения сооружения рассчитываются на 5-суточное пребывание в них укрываемых. Убежище содержится в готовности к немедленному приему укрываемых.

Защита населения, проживающего за границей проектной застройки АЭС, но в пределах возможного радиоактивного загрязнения, осуществляется в **противорадиационных укрытиях** со степенью ослабления радиации, равной 500. Системы жизнеобеспечения ПРУ должны быть рассчитаны на 2-суточное пребывание укрываемых. Защита больных, медицинского и обслуживающего персонала учреждений здравоохранения, расположенных в зоне возможного радиоактивного загрязнения, предусматривается также в ПРУ.

Если для защиты населения от радиации планируется использование **простейших защитных сооружений** (подвальных, цокольных и первых этажей зданий), должна предусматриваться дополнительная защита ограждающих конструкций от проникающей радиации со степенью ослабления излучений, равной 500.

### ***1.5. Обеспечение персонала АЭС и населения средствами индивидуальной защиты***

На персонал атомной станции и население (особенно в 30-километровой зоне) заблаговременно создается запас средств индивидуальной защиты (СИЗ): специальной одежды и обуви, противогазов, респираторов, йодных препаратов и другого имущества. Персонал АЭС обеспечивается СИЗ на своих рабочих местах, а население – по месту жительства из складов их хранения.

Особое внимание уделяется средствам защиты персонала, работающего в зоне контролируемого доступа (ЗКД) атомной станции. Для обеспечения персонала в этой зоне используется:

- спец. одежда основная (комбинезоны, костюмы, халаты, береты или шлемы);
- СИЗ органов дыхания (респираторы, противогазы, пневмомаски, пневмошлемы, пневмокуртки);
- изолирующие костюмы (пневмокостюмы, костюмы из прорезиненной ткани);
- спец. обувь основная (обувь специального назначения с верхом из лавсановой или пропиленовой ткани, обувь кожаная) и дополнительная (резиновые сапоги, пластиковые чулки, бахилы и др.);
- средства защиты рук (резиновые, пленочные и хлопчатобумажные перчатки, рукавицы);
- средства защиты глаз и лица (защитные очки, щитки);
- средства защиты органов слуха (противошумные вкладыши, наушники и др.).

Кроме этого, персоналу в ЗКД выдаются: нательное белье, носки, носовые платки разового использования из марли или отбеленной бязи, а в санпропускнике – сандалии, полотенца, мыло, мочалки.

Более надежную защиту от внутреннего облучения радиоактивными газами и аэрозолями, составляющими значительную долю выбросов при аварии, дает противогаз ГП-7 (7 ВМ), а также ГП-5, -4 и детские противогазы ПДФ-Ш (2Д). Изолирующими противогазами (ИП-46, -4, -5) обеспечиваются только формирования сил РСЧС для ведения разведки местности, загрязненной радиоактивными веществами, и для проведения спасательных работ.

Для защиты органов дыхания населения в зоне загрязнения, как правило, используются респираторы. Противопыльные респираторы типа «Лепесток» плохо улавливают радиоактивные аэрозоли и снижают внутреннее облучение всего в 5–10 раз. Поэтому на смену им пришли противоаэрозольные респираторы «Лепесток-200», «Астра», «Кама-200» и др., которые уменьшают внутреннее облучение в десятки раз.

Время действия любого фильтрующего средства индивидуальной защиты в зоне загрязнения радиоактивными веществами ограничено 5–6 ч., так как фильтр насыщается радиоактивной пылью и сам становится источником излучения.

Простейшими средствами защиты органов дыхания могут быть противопыльные тканевые маски (ПТМ-1) и ватно-марлевые повязки. Они изготавливаются силами населения и способны снизить облучение в несколько раз. Для защиты кожных покровов от радиоактивной пыли в комплекте со средствами защиты органов дыхания могут использоваться населением подручные средства: непромокаемые плащи и накидки, пальто, ватные куртки и т.п. Для защиты ног может применяться резиновая обувь, а в случае ее отсутствия – обувь из других материалов, обернутая плотной бумагой и поверх ее тканью. Для защиты рук используются все виды резиновых и кожаных перчаток.

### ***1.6. Строительство дорожной сети в зоне АЭС***

Согласно существующим требованиям [8] в зоне возможного радиоактивного загрязнения АЭС следует проектировать дороги, обеспечивающие выход на ядерные установки и пункты хранения ядерных материалов, радиоактивных веществ и их отходов, с 3-4-х направлений, причем не менее двух дорог с твердым покрытием. В случае аварии на АЭС дорожная сеть должна обеспечивать проведение эвакуации населения, проживающего в зоне возможного радиоактивного загрязнения, в срок не более 4 часов.

### ***1.7. Создание вокруг АЭС зон безопасности***

В целях обеспечения безопасности населения в соответствии с нормативными требованиями (3, 10) вокруг АЭС устанавливаются особые территории: санитарно-защитная зона (СЗЗ) и зона наблюдения (ЗН). По своему функциональному назначению СЗЗ являются защит-

ным

барьером, обеспечивающим безопасность населения при нормальной эксплуатации станции.

Критерием для определения размеров СЗЗ является не превышение на ее внешней границе годовой эффективной дозы облучения населения – 1 мЗв.

В СЗЗ запрещается постоянное или временное проживание, размещение общественных зданий, не относящихся к объектам АЭС. На территории СЗЗ могут располагаться здания и сооружения подсобного назначения АЭС: пожарные части, прачечные, помещения охраны, гаражи, склады (за исключением продовольственных), административно-служебные здания, ремонтные мастерские и др. Использование сельскохозяйственных земель СЗЗ возможно с разрешения органов Госсанэпиднадзора.

Внешняя граница СЗЗ совпадает с внутренней границей ЗН. Радиус ЗН ограничивается расстоянием от радиационного объекта, за пределами которого предполагается нормальная обстановка и радиационный контроль не требуется.

Размеры СЗЗ и ЗН для строящихся АЭС рассчитываются по существующей методике [21], а для действующих станций – на основе показателей радиационного контроля за последние 5 лет эксплуатации АЭС и расчетах годовой эффективной дозы облучения населения. Например, радиус СЗЗ для реакторов мощностью 1000 МВт с учетом местных условий, как правило, составляет не менее 3 км. Радиус зоны наблюдения рассчитывается в соответствии с действующими методиками [19, 21].

В проектируемых и действующих АЭС должны быть определены и обоснованы зона планирования защитных мероприятий и зона планирования мероприятий по обязательной эвакуации населения в случае возникновения запроектной аварии. Определение параметров данных зон осуществляется методом прогнозирования последствий возможной аварии по круговым зонам (рис. 5.1).

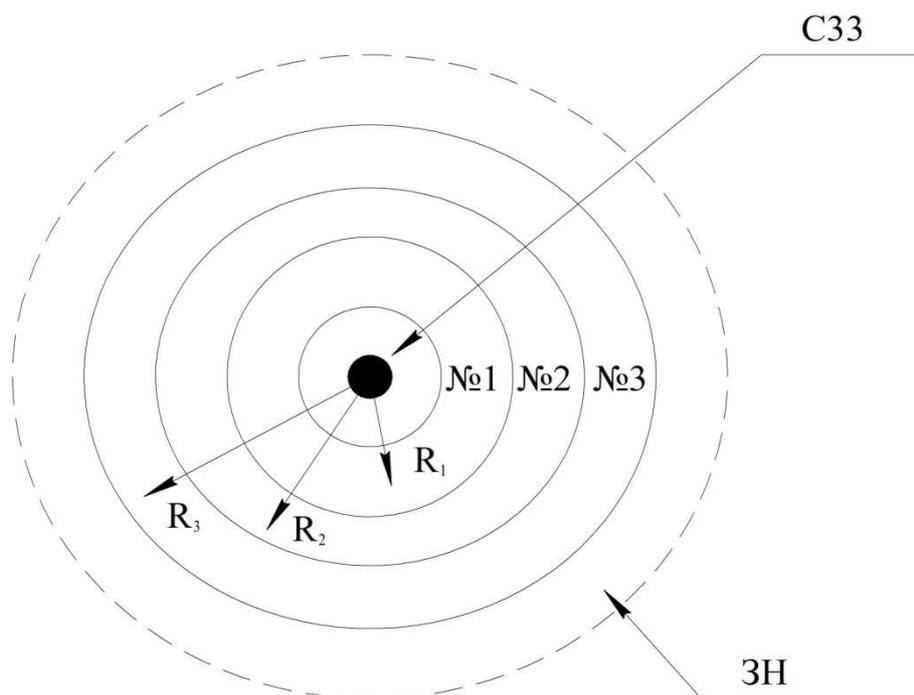


Рис. 5.1. Схема зон планирования защитных мероприятий

*Зона № 1* – зона общей упреждающей эвакуации населения при возникновении начальной фазы аварии. Радиус зоны ( $R_1$ ) зависит от типа и мощности реактора: 7 км – для реакторов типа ВВЭР-1000; 10 км – ВВЭР-440; РБМК-1000; 15 км – для реакторов РБМК первого поколения.

*Зона № 2* – зона общей экстренной эвакуации населения. При отсутствии начальной фазы аварии она включает № 1. Радиус зоны ( $R_2$ ) 30 км для всех типов реакторов. При наличии начальной фазы аварии зона представляет собой кольцо с минимальным радиусом  $R_1$  и максимальным радиусом, равным 30 км, ( $R_2$ ).

*Зона № 3* – зона планирования различных мер защиты населения по данным прогнозирования радиационной обстановки. Радиус зоны ( $R_3$ ) составляет более 30 км.

Площади зон рассчитываются по формуле площади круга

$$S = \pi \cdot R^2. \quad (5.1)$$

Площадь зоны № 2 при наличии начальной фазы аварии определяется по формуле площади кольца

$$S = \pi \cdot (R_2^2 - R_1^2), \quad (5.2)$$

где  $R_1$  – радиус зоны № 1;  $R_2$  – радиус зоны № 2.

Конкретные меры защиты населения в зоне возможного радиоактивного загрязнения планируются по ГОСТ Р 42.4.02-2015 (Приложение 4), а также другим методикам прогнозирования последствий аварий. Одна из них [22] дана в Приложении 5.

### ***1.8. Создание и поддержание в постоянной готовности сил и средств для ликвидации последствий аварии***

Для ликвидации последствий аварии на атомной станции заблаговременно создаются необходимые силы и средства.

*Силы* – штатные формирования АЭС и формирования РСЧС различного назначения и уровней. *Средства* – приборы, системы радиационного контроля, робототехника для действий на участках с высоким уровнем радиации, инженерная техника, средства пожаротушения, средства для дезактивации, медицинские средства, транспорт для эвакуации населения. Расчет состава сил и средств для ликвидации последствий аварии является составной частью «Плана действий по предупреждению и ликвидации аварии на АЭС».

С целью согласованности действий по ликвидации последствий аварии все силы и средства делятся на эшелоны:

- *1-й эшелон* – штатные и нештатные формирования АЭС, находящиеся в 30-километровой зоне АЭС;
- *2-й эшелон* – подразделения РСЧС, находящиеся в 30-километровой зоне АЭС;

- 3-й эшелон – другие силы и средства РСЧС.

Для оперативного руководства силами и средствами создаются *защищенные пункты управления*, оснащенные вычислительной техникой, средствами связи, оповещения, сбора информации о радиационной и метеорологической обстановке на территории АЭС, а также в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения.

### ***1.9. Подготовка персонала объекта и населения к действиям в условиях радиоактивного загрязнения***

Подготовка населения к действиям в условиях ЧС является обязательной для всех граждан. Организация обучения персонала объекта возлагается на руководство объекта, а населения в зоне возможного радиоактивного загрязнения – на территориальные органы ГОЧС. Обучение осуществляется по специальным программам. Руководящий состав объекта проходит обучение на курсах повышения квалификации, рабочие и служащие – в составе учебных групп объекта, учащиеся, молодежь – по программам своих учебных заведений, остальное население – через пункты ГО, а также путем самостоятельного изучения брошюр, памяток и другой специальной литературы.

В целях приобретения и совершенствования практических навыков и слаженных действий персонала объекта в сложной обстановке ЧС в соответствии с учебными программами проводятся тренировки и учения.

Особое внимание уделяется обучению населения вопросам упреждающей эвакуации, как основного способа защиты при аварии на АЭС, а также изучению рекомендаций по поведению в условиях радиоактивного загрязнения местности.

Для снижения внешнего и внутреннего облучения населения рекомендуется соблюдать меры радиационной безопасности.

*При нахождении в помещении:*

- загерметизировать помещение;
- укрыть продукты питания от пыли;
- ежедневно проводить влажную уборку помещений, желательно с применением моющих средств;
- строго соблюдать правила личной гигиены;
- воду употреблять только из проверенных источников, а продукты питания – приобретенные через торговую сеть;
- принимать пищу только в закрытых помещениях;
- тщательно мыть руки перед едой и полоскать рот 0,5% раствором питьевой соды;
- систематически контролировать радиационный фон;

– помнить, что в помещениях с закрытыми окнами и дверями, с отключенной вентиляцией можно снизить потенциальное внутреннее облучение примерно в 10 раз.

*При нахождении вне помещения:*

- максимально ограничить пребывание на открытой местности;
- при выходе из помещения использовать средства индивидуальной защиты (респиратор, противопыльную повязку, плащ, резиновые сапоги и т.п.);
- при выполнении работ использовать защитную одежду и головные уборы, а по окончании работ принимать душ;
- ограничивать время нахождения вне помещения, не раздеваться, не лежать на земле, не разжигать костер;
- перед входом в помещение вымыть обувь водой или обтереть мокрой тряпкой, верхнюю одежду вытряхнуть и почистить влажной щеткой;
- исключить купание в открытых водоемах;
- брать воду из колодцев, имеющих необходимую наземную защиту, с разрешения органов Санэпиднадзора;
- помнить, что защита органов дыхания с помощью подручных средств (ватно-марлевых повязок из х/б тканей) уменьшает концентрацию РВ в 10 и более раз.

### ***1.10. Контроль радиационной обстановки***

Согласно ст. 21 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» государственный контроль за радиационной обстановкой на территории России осуществляется в целях своевременного выявления изменений радиационной обстановки, оценки, прогнозирования и предупреждения возможных негативных последствий радиационного воздействия для населения и окружающей среды. Для решения этих задач с 1995 г в РФ действует Единая государственная система контроля радиационной обстановки (ЕГАСТРО). Система объединяет ведомственные службы и сети радиационного контроля и мониторинга в единую организацию на основе автоматизации процессов сбора, передачи и анализа информации о состоянии радиационной обстановки на территории России. Координирует работу ЕГАСТРО Росгидромет.

В состав сети государственного радиационного мониторинга Росгидромета входят пункты наблюдений за содержанием радиоактивных веществ: в приземном слое атмосферы – 53, в атмосферных выпадениях – 415, в атмосферных осадках – 33, в поверхностных пресных водоемах и морских водах – 73, а также 1307 станций и постов наблюдений для измерения мощности экспозиционной дозы (МЭД) гамма-излучения.

Для выполнения задач аварийного реагирования в составе Росгидромета действует Федеральный информационный центр (ФИАЦ), который в случае ЧС обеспечивает Ситуационно-кризисный центр Росатома оперативной информацией о гидрометеорологической обстановке в районе радиационной аварии и участвует в подготовке рекомендаций по защите населения.

Важной составной частью ЕГАСТРО являются отраслевые Автоматизированные системы контроля радиационной обстановки (АСКРО) Росатома, охватывающие зоны наблюдений всех АЭС и предприятий ядерной отрасли. Датчики радиационного фона работают в автоматическом режиме, непрерывно проводя замеры, и каждый час передают средний результат измерений гамма-излучений на местности (мощность дозы) на центральный пульт АСКРО предприятия. Затем вся информация поступает в Ситуационно-кризисный центр Росатома, в НЦУКС (Национальный центр управления в кризисных ситуациях) МЧС, а также в местные органы власти. *Риск для здоровья человека возникает, когда показания датчиков АСКРО превышают уровень природного радиационного фона в тысячи раз. Например, дозы, при которых необходимо принимать меры защиты людей, начинаются со 100 мЗв. Такую дозу можно набрать за сутки, если фон составляет 4170 мкЗв/ч, т.е. превышает нормальное значение примерно в сорок тысяч раз.* При нормальной эксплуатации АЭС органы управления ГОЧС в соответствии с разработанным «Планом действий по предупреждению и ликвидации ЧС» и во взаимодействии с территориальными и ведомственными органами РСЧС осуществляют постоянный контроль за состоянием природной среды, радиационной обстановкой и работой станции, за подготовкой сил и средств РСЧС к действиям в условиях аварии, за поддержанием в рабочем состоянии средств защиты, систем связи и оповещения.

Проектом АЭС предусматриваются:

- автоматизированная система радиационного контроля (АСРК), действующая на станции и ее промплощадке;
- автоматизированная система контроля радиационной обстановки (АСКРО), действующая вне промплощадки АЭС.

Система радиационного контроля включает следующие технические средства:

- непрерывного контроля на основе стационарных автоматизированных технических средств;
- оперативного контроля на основе носимых, передвижных или подвижных технических средств;
- лабораторного анализа на основе стационарной аппаратуры;
- индивидуального дозиметрического контроля облучения персонала.

Контроль за радиационной обстановкой предусматривает:

- контроль мощности дозы гамма-излучения и годовой дозы на местности;
- контроль загрязнения атмосферного воздуха, почвы, растительности, воды открытых водоемов;
- контроль загрязнения продуктов питания и кормов местного производства;
- определение нуклидного состава радиоактивного загрязнения.

Отбор проб окружающей среды производится в санитарно-защитной зоне, зоне наблюдения и на территории промплощадки АЭС стационарными и передвижными постами наблюдения. Число стационарных постов в зоне наблюдения зависит от численности проживающего там населения: до 50 тыс. чел. – 1 пост; 100 тыс. чел. – 2 поста; 200–300 тыс. чел. – 2–3 поста; 300–500 тыс. чел. – 3–5 постов; более 500 тыс. чел. – 5–10 постов; более 1 млн чел. – 10–20 стационарных и маршрутных постов. В населенных пунктах устанавливается один пост через 0,5–5 км с учетом рельефа местности и наличия других источников загрязнения [15].

Радиационным контролем должна быть охвачена территория на расстоянии 40–50 км от АЭС.

Дозиметрический контроль персонала атомной станции и населения в санитарно-защитной зоне и в зоне наблюдения осуществляется силами службы радиационной безопасности АЭС и органами Госсанэпиднадзора. Для персонала станции предусмотрен индивидуальный радиационный контроль [15]. На каждого сотрудника АЭС заполняется и ведется карточка индивидуального учета доз облучения. Форма карточки представлена в Приложении 6.

Результаты индивидуального дозиметрического контроля должны регистрироваться и храниться в течение 50 лет.

## **2. Управленческие решения по защите населения при реализации радиационной аварии**

### ***2.1. Действия органов управления при аварии на АЭС***

При возникновении угрозы радиационной опасности органы управления ГОЧС АЭС и территориальные штабы оценивают фактическую радиационную обстановку в районе расположения станции по данным радиационного контроля и прогнозирования возможного радиоактивного загрязнения для принятия (уточнения) решения по защите персонала АЭС и населения.

При обнаружении признаков аварийной ситуации с последующим выбросом радиоактивности в окружающую среду руководство АЭС информирует местные органы управления

РСЧС о необходимости проведения чрезвычайных мер по защите персонала и населения, таких как упреждающая эвакуация и йодная профилактика, без проведения предварительной оценки радиационной обстановки.

Информирование различных структур органов РСЧС об аварийной ситуации на АЭС руководством и диспетчерской службой станции производится по установленной схеме. По рекомендации МАГАТЭ информация при аварии на АЭС должна быть передана в местные органы власти в течение 1 часа. При этом оповещаются:

- дежурный диспетчер «Росэнергоатома»;
- ситуационно-кризисный центр Росатома;
- территориальные органы управления МЧС;
- начальник инспекции Ростехнадзора данной АЭС;
- органы охраны окружающей среды субъекта РФ;
- главы администрации субъекта РФ;
- диспетчер соответствующего органа управления энергосистемы;
- медико-санитарная часть ФМБА (федеральное медико-биологическое агентство);
- подразделение ГПС по охране АЭС и области;
- воинская часть МВД, охраняющая АЭС;
- органы МВД и ФСБ, обслуживающие АЭС;
- территориальный орган Росгидромета, обслуживающий АЭС.

Оповещение населения, проживающего в районах возможного радиоактивного загрязнения, об аварийной ситуации и мерах по защите осуществляется территориальными и ведомственными органами управления ГОЧС этих районов.

При возникновении на АЭС аварии 4-го уровня и происшествий 1–3-го уровней по шкале МАГАТЭ защита персонала станции на ее территории и людей в санитарно-защитной зоне организуется отделом ГОЧС станции. Информация об опасной ситуации сообщается руководством АЭС в соответствующие местные органы управления РСЧС. Оповещение населения в этом случае может не производиться. Локализация аварии и ликвидация ее последствий осуществляются, как правило, силами и средствами АЭС. При необходимости могут привлекаться территориальные и ведомственные силы и средства РСЧС.

При возникновении аварии 5–7-го уровней по шкале МАГАТЭ (с выбросом радиоактивных веществ и загрязнением местности, выходящим за пределы санитарно-защитной зоны АЭС) руководство защитой персонала станции и локализацией аварии, в зависимости от ее уровня, может осуществляться региональными и федеральными органами управления РСЧС с привлечением органов управления ГОЧС АЭС. При этом организация защиты населения в

30-километровой зоне вокруг АЭС будет осуществляться КЧС и органами управления ГОЧС того региона, на территории которого находится аварийный объект.

Наряду с информацией об аварийной ситуации руководящих инстанций РСЧС соответствующими органами управления ГОЧС производится оповещение населения с указанием мер защиты. Вариант речевой информации при оповещении населения об аварии на АЭС:

*«Внимание! Слушайте сообщение управления ГОЧС.*

*Сегодня... (дата, время) произошла авария на АЭС ..... (название). В ..... (время) ожидается выпадение радиоактивных осадков. Все граждане должны закрыть окна, двери, дымоходы и вентиляционные отдушины жилых помещений, взять с собой документы, необходимые вещи, средства индивидуальной защиты и укрыться в защитных сооружениях к ..... (время). Начать прием йодных препаратов. Все, кто не может укрыться в защитных сооружениях, должны находиться в помещениях, предварительно загерметизировав их. Перемещение людей по открытой местности возможно только в противогазах или респираторах. В дальнейшем действовать по указаниям управления ГОЧС города»[24].*

Для проведения спасательных и аварийно-восстановительных работ в зоне ЧС кроме формирований АЭС могут привлекаться силы и средства подсистем РСЧС различных уровней и ведомств (в первую очередь формирования «Росэнергоатома»).

На основе информации об аварии организация защиты населения в районах возможного радиоактивного загрязнения, расположенных за пределами 30-ти км зоны, будет осуществляться территориальными и ведомственными КЧС и органами управления ГОЧС этих районов с учетом складывающейся радиационной обстановки. Особое внимание уделяется организации защиты на ранней фазе развития аварии, когда требуется принятие экстренных мер по защите.

Организацию защиты персонала объекта экономики, попадающего в зону загрязнения и находящегося на его территории население осуществляет КЧС и отдел ГОЧС данного объекта. При получении данных об аварии на АЭС отдел ГОЧС объекта оценивает возможную радиационную обстановку и определяет (уточняет) меры защиты персонала и населения. Оповещение осуществляется по местной системе связи.

На основе «Плана действий по предупреждению и ликвидации ЧС.....» руководителем объекта (председателем КЧС) ставятся задачи подчиненным подразделениям: подразделениям радиационной разведки – на непрерывное наблюдение за изменением радиационного фона и установление времени начала выпадения радиоактивных осадков; медицинской службе – на организацию йодной профилактики персонала и населения, а также на подготовку к оказанию медицинской помощи при радиоактивных поражениях; службе радиационной и химической защиты – на выдачу персоналу средств индивидуальной защиты, контроль за органи-

защитой защиты продовольствия, источников воды и материальных ценностей от радиоактивного загрязнения; службе убежищ и укрытий – на их подготовку и прием укрываемых; транспортной службе – на подготовку транспорта к возможной эвакуации персонала и населения. С началом радиоактивного загрязнения объекта определяются фактические зоны загрязнения, уточняются меры по защите персонала и объекта, организуется контроль за их выполнением. Мероприятия по организации защиты персонала объекта и населения на его территории осуществляется во взаимодействии с вышестоящими органами управления ГОЧС.

## ***2.2. Оперативное прогнозирование последствий аварии и принятие решений по защите населения***

Оперативное прогнозирование последствий аварии заключается в получении качественной информации о случившейся ЧС, характере и степени связанных с ней опасностей, возможных социально-экономических последствиях. По результатам оперативного прогнозирования оценивается сложившаяся после аварии радиационная обстановка, уточняются заранее разработанные планы и принимаются управленческие решения по локализации ЧС и ее ликвидации.

Оперативное прогнозирование осуществляется с учетом возможных фаз (этапов) развития аварии: ранней, промежуточной и восстановительной [5].

*Ранней фазой* является промежуток времени от начала аварии до прекращения выбросов радиоактивных веществ в атмосферу и окончания формирования радиоактивного следа на местности. На этом этапе критическими путями радиационного воздействия на население будут внешнее облучение от аэрозольно-газового облака и радиоактивных выпадений, а также ингаляционное поступление радионуклидов в организм человека. Основная управленческая задача на этом этапе – экстренная оценка радиационной обстановки и ожидаемого масштаба последствий аварии для определения первоочередных мероприятий по защите персонала и населения. Продолжительность ранней фазы в зависимости от характера аварии и принимаемых мер по ее локализации может быть от нескольких часов до нескольких суток.

*Промежуточная фаза* продолжается от момента окончательного формирования радиоактивного следа до завершения всех мер защиты населения. В этой фазе критическими путями воздействия будут внешнее облучение от выпавших на местности радиоактивных веществ и поступление радионуклидов в организм человека с пищевыми продуктами местного производства (мясом, молоком, овощами, фруктами). Значимость ингаляционного фактора может быть существенной только при условии прорыва радионуклидов из аварийного реактора, а также в случае вторичного выпадения радиоактивной пыли. Основная управленческая

задача на этой фазе – окончательная оценка радиационной обстановки, разработка (корректировка) и осуществление комплекса мероприятий по ликвидации последствий аварии, определение числа пострадавших и уровней облучения персонала и населения. В зависимости от характера и масштаба аварии длительность промежуточной фазы может быть до года после возникновения аварии.

*Восстановительная фаза* длится до прекращения необходимости выполнения защитных мер. В этой фазе критическими путями воздействия может быть внешнее облучение от радиоактивного следа и пероральное поступление радионуклидов в организм человека по пищевой цепочке. На этом этапе заканчиваются дезактивационные работы, захоронение радиоактивных отходов и другие защитные мероприятия. Фаза завершается одновременно с отменой всех ограничений на жизнедеятельность населения на загрязненной территории и переходом к обычному санитарно-дозиметрическому контролю радиационной обстановки.

На АЭС с реакторами типа РБМК и ВВЭР возможна *начальная фаза* аварии, которая характеризуется наличием аварийной ситуации с высокой вероятностью выброса радиоактивных веществ. Фаза продолжается от момента начала аварии до выброса радиоактивных веществ в атмосферу. Главная управленческая задача на этом этапе – определение размеров зоны радиоактивного загрязнения для принятия неотложных мер по защите населения.

На основе оперативного прогнозирования и последующей оценки радиационной обстановки по фазам развития аварии принимаются решения по мерам защиты населения с учетом установленных НРБ-99/2009 [6] уровней и критериев вмешательства на загрязненных территориях (табл. 5.3–5.7).

Таблица 5.3

**Прогнозируемые уровни облучения, при которых необходимо срочное вмешательство**

Орган или ткань	Поглощенная доза в органе или ткани за 2 суток, Гр
Все тело	1
Легкие	6
Кожа	3
Щитовидная железа	5
Хрусталик глаза	2
Гонады	3
Плод	0,1

Таблица 5.4

**Уровни вмешательства при хроническом облучении**

Орган или ткань	Годовая поглощенная доза, Гр
Гонады	0,2
Хрусталик глаза	0,1
Красный костный мозг	0,4

При хроническом облучении в течение жизни защитные мероприятия становятся обязательными, если годовые поглощенные дозы превышают значения, приведенные в табл. 5.5.

При аварии, повлекшей за собой радиоактивное загрязнение обширной территории, на основании контроля и прогноза радиационной обстановки устанавливается зона радиационной аварии. В зоне радиационной аварии проводится контроль радиационной обстановки и осуществляются мероприятия по снижению уровней облучения населения.

Принятие решений о мерах защиты населения в случае крупной радиационной аварии с радиоактивным загрязнением территории проводится на основании сравнения прогнозируемой дозы, предотвращаемой защитным мероприятием, и уровней загрязнения с уровнями А и Б, приведенными в табл. 5.5–5.7.

Таблица 5.5

**Критерии для принятия неотложных решений в начальном периоде радиационной аварии**

Меры защиты	Предотвращаемая доза за первые 10 сут, мГр			
	На все тело		Щитовидная железа, легкие, кожа	
	Уровень А	Уровень Б	Уровень А	Уровень Б
Укрытие	5	50	50	500
Йодная профилактика:				
взрослые	–	–	250*	2500*
дети	–	–	100*	1000*
Эвакуация			500	5000

\* только для щитовидной железы.

Таблица 5.6

**Критерии для принятия решений об отселении и ограничении потребления загрязненных пищевых продуктов**

Меры защиты	Предотвращаемая эффективная доза, мЗв	
	Уровень А 5 за первый год	Уровень Б 50 за первый год
Ограничение потребления загрязненных пищевых продуктов и питьевой воды	1/год в последующие годы 50 за первый год	10/год в последующие годы 500 за первый год
Отселение	1000 за все время отселения	

Таблица 5.7

**Критерии для принятия решений об ограничении потребления загрязненных продуктов питания в первый год после возникновения аварии**

Радионуклиды	Удельная активность радионуклида в пищевых продуктах, кБк/кг	
	Уровень А	Уровень Б
$^{131}\text{I}$ $^{134}\text{Cs}$ $^{137}\text{Cs}$	1	10
$^{90}\text{Sr}$	0,1	1,0
$^{238}\text{Pu}$ $^{239}\text{Pu}$ $^{241}\text{Am}$	0,01	0,1

Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, не превосходит уровень А, нет необходимости в выполнении мер защиты, связанных с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, а также хозяйственного и социального функционирования территории. Если предотвращаемое защитным мероприятием облучение превосходит уровень А, но не достигает уровня Б, решение о выполнении мер защиты принимается по принципам обоснования и оптимизации с учетом конкретной обстановки и местных условий. Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, достигает и превосходит уровень Б, необходимо выполнение соответствующих мер защиты, даже если они связаны с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, хозяйственного и социального функционирования территории. На поздних стадиях радиационной аварии, повлекшей за собой загрязнение обширных территорий долгоживущими радионуклидами, решения о защитных мероприятиях принимаются с учетом сложившейся радиационной обстановки и конкретных социально-экономических условий.

Критерии вмешательства на загрязненных территориях:

а) защита населения на территориях, подвергшихся радиоактивному загрязнению, осуществляется путем вмешательства на основе принципов безопасности. При любых восстановительных действиях необходимо обеспечить непревышение уровня пороговых детерминированных эффектов у населения;

б) на разных стадиях аварии вмешательство регулируется зонированием загрязненных территорий, основанном на величине годовой эффективной дозы, которая может быть получена жителями в отсутствие мер радиационной защиты. Под годовой дозой здесь понимается эффективная доза, средняя у жителей населенного пункта за текущий год, обусловленная искусственными радионуклидами, поступившими в окружающую среду в результате радиационной аварии;

в) на территории, где годовая эффективная доза не превышает 1 мЗв, производится обычный контроль радиоактивного загрязнения объектов окружающей среды и сельскохозяйственной продукции, по результатам которого оценивается доза облучения населения. Проживание и хозяйственная деятельность населения на этой территории по радиационному фактору не ограничивается. Эта территория не относится к зонам радиоактивного загрязнения. При величине годовой дозы более 1 мЗв загрязненные территории по характеру необходимого контроля обстановки и защитных мероприятий подразделяются на зоны (рис. 5.2);

г) зонирование загрязненных территорий на ранней, промежуточной и восстановительной стадиях радиационной аварии представлено в табл. 5.8.

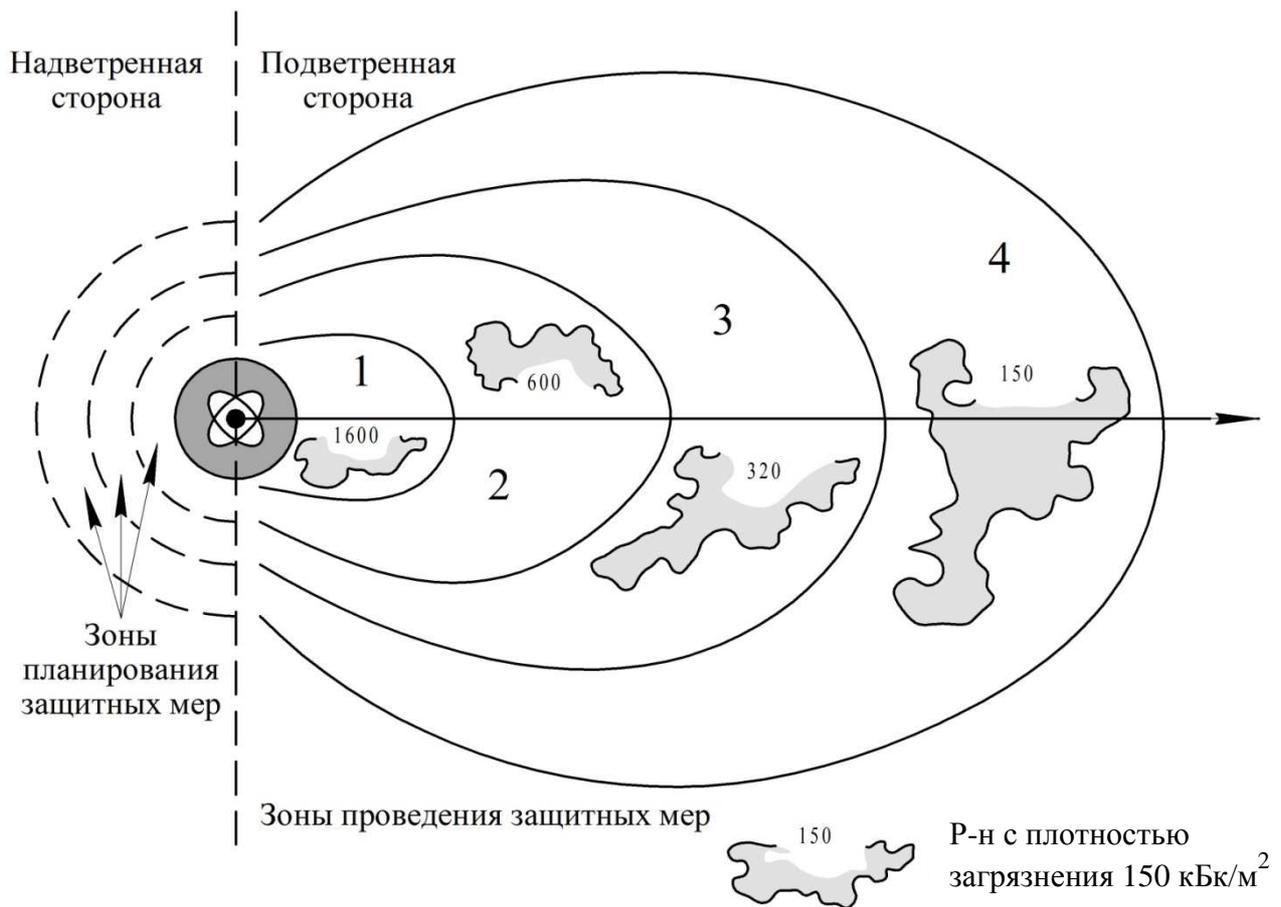


Рис. 5.2. Схема зон проведения защитных мер на промежуточной и восстановительных фазах развития аварии

Зоны проведения защитных мер:

1. Зона отчуждения (плотность загрязнения почвы цезием-137 более  $1480 \text{ кБк/м}^2$ ; дозы облучения более  $50 \text{ мЗв/год}$ ).

2. Зона отселения (плотность загрязнения почвы цезием-137 более  $555 \text{ кБк/м}^2$ , или стронцием-90 более  $111 \text{ кБк/м}^2$ , или плутонием-239, -240 более  $3,7 \text{ кБк/м}^2$ ; дозы облучения от 20 до  $50 \text{ мЗв/год}$ ).

3. Зона ограниченного проживания (плотность загрязнения почвы цезием-137 от 185 до  $555 \text{ кБк/м}^2$ ; дозы облучения от 5 до  $20 \text{ мЗв/год}$ ).

4. Зона радиационного контроля (плотность загрязнения почвы цезием-137 от 37 до  $185 \text{ кБк/м}^2$ ; дозы облучения от 1 до  $5 \text{ мЗв/год}$ ).

*Примечание.* Параметры зон определены НРБ – 99/2009 на основании опыта Чернобыльской аварии 1986 г. (табл. 3.5).

**Зоны проведения плановых мер защиты населения  
при возникновении аварии на АЭС**

Наименование зон	Фазы развития аварии		
	ранняя	промежуточная	восстановительная
Зона радиационного контроля		Мониторинг доз внутреннего и внешнего облучения (от 1 до 5 мЗв/год), мониторинг окружающей среды, с/х продукции. Выполнение мероприятий по снижению доз облучения на основе принципа оптимизации	
Зона ограниченного проживания		Контроль доз облучения (от 5 до 20 мЗв/год), выполнение мер защиты как в зоне радиационного контроля	
Зона добровольного отселения		Критерий для временного отселения – 30 мЗв в мес., для окончания временного отселения – 10 мЗв в мес. Если прогнозируемая доза будет выше указанных параметров в течение года – необходимо отселение на постоянное место жительства	
Зона отчуждения			Критерий – более 50 мЗв в год. Постоянное проживание запрещено. Хоз. деятельность регулируется специальными актами. Выполнение мер защиты работающих с обязательным индивидуальным дозиметрическим контролем
Зона отселения		Критерий для отселения – от 20 до 50 мЗв в год. Запрещается постоянное проживание в зоне лиц репродуктивного возраста и детей. Постоянный радиационный контроль и выполнение необходимых мер радиационной и медицинской защиты. Въезд в зону для постоянного проживания запрещен.	

Наименование зон	Фазы развития аварии		
	ранняя	промежуточная	восстановительная
Зона общей упреждающей эвакуации населения (при наличии начальной фазы аварии)	Размеры зоны устанавливаются в результате оперативного прогнозирования и оценки радиационной обстановки на момент аварии. Радиус зоны может составить от 7 до 15 км в зависимости от типа и мощности реактора.		
Зона общей экстренной эвакуации населения	Радиус зоны составляет от 30 км (включая зону упреждающей эвакуации при отсутствии начальной фазы аварии).		
Зона проведения мер защиты	Радиус зоны устанавливается по данным прогноза и радиационной разведки и составляет более 30 км.		

Таблица составлена по материалам [5, 6, 7].

Критерии вмешательства при обнаружении локальных радиоактивных загрязнений:

а) уровень исследования – от 0,01 до 0,3 мЗв/год. Это такой уровень радиационного воздействия источника на население, при достижении которого требуется выполнить исследование источника с целью уточнения оценки величины годовой эффективной дозы и определения величины дозы, ожидаемой за 70 лет;

б) уровень вмешательства – более 0,3 мЗв/год. Это такой уровень радиационного воздействия, при превышении которого требуется проведение защитных мероприятий с целью ограничения облучения населения. Масштабы и характер мероприятий определяются с учетом интенсивности радиационного воздействия на население по величине ожидаемой коллективной эффективной дозы за 70 лет;

в) решение о необходимости, а также о характере, объеме и очередности защитных мероприятий принимается территориальными подразделениями федеральных органов исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор с учетом следующих основных условий:

- местонахождения загрязненных участков (жилая зона: дворовые участки, дороги и подъездные пути, жилые здания, сельскохозяйственные угодья, садовые и приусадебные участки и пр.; промышленная зона: территория предприятия, здания промышленного и административного назначения, места для сбора отходов и пр.);

- площади загрязненных участков;
- возможного проведения на участке загрязнения работ, действий (процессов), которые могут привести к увеличению уровней радиационного воздействия на население;
- мощности дозы гамма-излучения, обусловленной радиоактивным загрязнением;
- изменения мощности дозы гамма-излучения на различной глубине от поверхности почвы (при загрязнении территории).

При принятии управленческих решений по защите населения в первую очередь определяются мероприятия, которые необходимо выполнить на ранней фазе аварии, а в последующем – на промежуточной и восстановительной. Вариант мероприятий, выполняемых в приоритетном порядке по фазам аварии, представлен в табл. 5.9.

Таблица 5.9

**Мероприятия по защите населения (вариант)**

№ п/п	Мероприятия	Фазы аварии		
		ранняя	промежуточная	восстановительная
1	Укрытие людей в защитных сооружениях или приспособленных для этого помещениях	xx	x	
2	Йодная профилактика населения	xx	x	
3	Использование средств индивидуальной защиты	xx	x	
4	Эвакуация населения	xx	x	
5	Ограничение въезда на загрязненную территорию и выезда из нее	xx	x	
6	Применение медицинских средств защиты	x		
7	Спецобработка техники, имущества	x	x	x
8	Санитарная обработка людей	x	x	x
9	Перевод скота на незагрязненные пастбища и корма		xx	xx
10	Временное исключение из потребления пищевых продуктов местного производства		xx	xx
11	Дезактивация загрязненной местности и сооружений		x	
12	Подвоз «чистых» продуктов и питьевой воды в районы, загрязненные радионуклидами	xx	x	x

Таблица составлена по материалам [24].

*Примечание.* xx – мероприятия, выполняемые постоянно; x – мероприятия, выполняемые в соответствии с условиями конкретной обстановки.

Представленные в таблице 5.9 мероприятия № 1, 2, 4 должны быть выполнены по возможности до подхода радиоактивного облака к данному району (объекту).

При наличии начальной фазы аварии проводится общая предупреждающая эвакуация населения из опасной зоны (до начала выброса радиоактивных веществ из реактора). Данные о вероятном времени выброса РВ рассчитываются по технологической карте протекания аварии на каждом энергоблоке АЭС. Размеры опасных зон рассчитываются заблаговременно в зависимости от типа реактора, особенностей метеоусловий на момент аварии и установленных уровней защиты населения. Глубина зон радиоактивного загрязнения и облучения щитовидной железы для принятия неотложных мер по защите населения в начальном периоде аварии представлена в табл. 5.10.

Таблица 5.10

**Глубина зон радиоактивного загрязнения и облучения щитовидной железы для принятия неотложных мер по защите населения в начальном периоде аварии для реакторов РБМК-1000 при различной степени вертикальной устойчивости атмосферы и скорости ветра, м/с, на высоте 10 м**

Зона	Конвекция			Изотермия			Инверсия		
	≤ 2	3	4	≤ 2	5	≤ 7	≤ 2	3	4
Укрытие (уровень А, 5 за первые 10 сут на все тело)	$\frac{240}{>300}$	$\frac{200}{>240}$	$\frac{190}{>220}$	$\frac{>280}{>260}$	$\frac{>300}{>200}$	$\frac{>260}{>300}$	$\frac{250}{275}$	$\frac{>280}{210}$	$\frac{>300}{>250}$
Укрытие (уровень Б, 50 за первые 10 сут на все тело)	$\frac{55}{110}$	$\frac{40}{110}$	$\frac{35}{80}$	$\frac{140}{200}$	$\frac{163}{300}$	$\frac{160}{295}$	$\frac{140}{140}$	$\frac{185}{130}$	$\frac{220}{180}$
Эвакуация (уровень Б, 100 мГр за первые 10 сут на все тело)	$\frac{10}{21}$			$\frac{45}{70}$	$\frac{30}{44}$	$\frac{25}{53}$	$\frac{60}{57}$	$\frac{60}{50}$	$\frac{50}{50}$
Йодная профилактика взрослые:									
уровень А, 250 мГр за первые 10 сут для щитовидной железы	$\frac{90}{140}$	$\frac{69}{125}$	$\frac{51}{98}$	$\frac{160}{120}$	$\frac{185}{235}$	$\frac{195}{240}$	$\frac{160}{185}$	$\frac{190}{220}$	$\frac{205}{270}$
уровень Б, 2500 мГр за первые 10 сут для щитовидной железы	$\frac{48}{28}$	$\frac{11}{20}$		$\frac{60}{90}$	$\frac{48}{90}$	$\frac{40}{78}$	$\frac{77}{105}$	$\frac{85}{120}$	$\frac{87}{130}$
дети:									
Уровень А, 100 мГр за первые 10 сут для щитовидной железы	$\frac{255}{278}$	$\frac{277}{275}$	$\frac{198}{270}$	$\frac{277}{260}$	$\frac{287}{300}$	$\frac{297}{300}$	$\frac{243}{257}$	$\frac{280}{290}$	$\frac{290}{300}$
уровень Б, 1000 мГр за первые 10 сут для щитовидной железы	$\frac{91}{141}$	$\frac{80}{124}$	$\frac{54}{101}$	$\frac{154}{178}$	$\frac{179}{178}$	$\frac{190}{232}$	$\frac{161}{187}$	$\frac{184}{218}$	$\frac{192}{265}$

*Примечание.* В числителе приведены значения для РБМК-1000, а в знаменателе для ВВЭР-1000.

С началом выпадения радиоактивных осадков осуществляется постоянное уточнение оценки реально складывающейся радиационной обстановки, которая может меняться с изменением направления ветра, и уточняются зоны проведения защитных мероприятий. Особое внимание обращается на мероприятия, выполняемые на начальной и ранней фазах аварии – эвакуацию и укрытие в защитных сооружениях.

Эвакуация населения проводится из тех районов, где пребывание его может привести к облучению выше допустимых пределов. Население оповещается о времени и порядке эвакуации. В условиях радиоактивного загрязнения местности эвакуационные пункты не назначаются, транспорт подается непосредственно к входам в защитные сооружения и здания, где укрываются люди, а погрузка осуществляется в кратчайшие сроки. В ходе движения ведется дозиметрический контроль.

Эвакуация из загрязненной зоны осуществляется в два этапа. На первом этапе население транспортом зоны доставляется до границы зоны загрязнения. На втором – после спецобработки – пересаживается на «чистый» транспорт и доставляется в места размещения. Транспорт зоны продолжает перевозки внутри зоны до тех пор, пока плотность его радиоактивного загрязнения не превысит допустимых уровней, после чего автомашины отправляют на площадку сбора загрязненной техники.

На границе зоны радиоактивного загрязнения организуется промежуточный пункт эвакуации, на котором осуществляется регистрация, дозиметрический контроль и санитарная обработка эвакуируемых. Одежда и обувь дезактивируются. После санитарной обработки и дезактивации вещей проводится повторный дозиметрический контроль, и эвакуируемые отправляются в районы назначения на «чистом» транспорте.

При укрытии населения в защитных сооружениях учитывается большая проникающая способность радиоактивных газов и аэрозолей, снижающая эффективность работы фильтров. Поэтому к моменту подхода радиоактивного облака убежища переводятся на режим полной изоляции, а ПРУ герметизируются, для чего закрываются заслонки приточных и вытяжных коробов. Кроме того, в ПРУ и герметизированных жилых и производственных помещениях укрываемые надевают средства защиты органов дыхания. Такой режим продолжается до завершения оседания радиоактивной пыли и аэрозолей. Для вентиляции защитных сооружений может осуществляться кратковременное включение режима-1 в убежищах и открытие вентиляционных заслонок в ПРУ. На время вентиляции все укрываемые надевают средства защиты органов дыхания, а в ПРУ, кроме того, и средства защиты от радиоактивной пыли.

Йодная профилактика имеет целью предупреждение накопления радиоактивных изотопов йода в организме и щитовидной железе. Она проводится путем приема внутрь стабильных доз йода в виде таблеток йодистого калия, а при их отсутствии – водно-спиртового раствора йода. При этом йодистый калий принимают в следующих суточных дозах: взрослым и детям старше 5 лет по одной таблетке (0,125 г), детям от 2 до 5 лет – по 0,5 дозы и детям до 2 лет – по 0,25 дозы взрослых. Таблетки принимают после еды и запивают молоком или водой. Раствор йода (5% настойка) принимается для взрослых и детей старше 5 лет по 20 капель на стакан молока или воды, для детей от 2 до 5 лет – по 10 капель и для детей до 2 лет –

по 5 капель на полстакана молока или питательной смеси один раз в день. Йодная профилактика проводится в течение 7–10 суток. Наибольший эффект она дает, если ее проведение начинается до начала радиоактивного загрязнения. *Так, прием препаратов стабильного йода за 6 часов до поступления в организм человека йода-131 уменьшает облучение щитовидной железы примерно в 100 раз, во время поступления – в 90 раз, через 2 часа после поступления – в 10 раз, через 6 часов – в 2 раза.*

На промежуточной фазе развития аварии проводится обследование загрязненных объектов окружающей среды, контроль радиоактивного загрязнения сельскохозяйственных продуктов, уточнение принятых на ранней фазе решений, а также принимаются необходимые меры защиты населения от всех видов радиационной опасности, в том числе и исключение из употребления в пищу загрязненных продуктов.

На всех фазах развития ЧС выполняются мероприятия по локализации и ликвидации аварии в соответствии с заранее разработанным планом и сложившейся после аварии радиационной обстановкой. Режим поведения производственного персонала и населения на загрязненной территории определяется требованиями МАГАТЭ, НРБ-99/2009, ОСПОРБ-99/2010, ГОСТ Р 42.4.02-2015 и другими нормативными документами. В приложении 8 представлена одна из методик определения режима поведения людей в зоне радиоактивного загрязнения.

В целях совершенствования системы радиационной защиты населения в РФ создаются программные комплексы [28], которые объединяют в себе такие задачи, как комплексная оценка рисков применительно к АЭС и прилегающей территории, обоснование принятия решения по ликвидации последствий ЧС, планирование мероприятий по защите населения, автоматизация работы оперативной дежурной смены ЦУКС<sup>3</sup> и др.

На основе выявления и оценки радиационной обстановки, сложившейся в результате аварии на АЭС, программный комплекс позволяет:

- оценивать и отображать на картах (схемах) с применением современных технологий: размеры прогнозируемых зон радиоактивного загрязнения местности; вероятные дозы облучения щитовидной железы детского и взрослого населения; мощности дозы внешнего гамма-облучения на следе облака и плотность загрязнения; максимальную объемную концентрацию радионуклидов и объемную активность в приземном слое; время подхода радиоактивного облака к конкретному населенному пункту или объекту;
- выявлять с визуализацией на векторной карте: дозу внешнего и внутреннего облучения при прохождении радиоактивного облака; допустимое время начала преодоления следа

---

<sup>3</sup> Центр управления в кризисной ситуации.

радиоактивного облака; допустимое время начала работ на загрязненной территории и время пребывания на ней;

- определять объемы аварийно-спасательных работ, в том числе: численность эвакуируемого населения из зон загрязнения; требуемое количество пунктов временного размещения населения; требуемые ресурсы для обеспечения жизнедеятельности населения; требуемое количество инженерной и специальной техники для проведения аварийно-спасательных и других неотложных работ.

В настоящее время в России реализуется Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года» (ФЦП ЯРБ-2), которая предусматривает:

- вывоз на централизованное хранение более 14 тыс. тонн отработанного ядерного топлива с целью его дальнейшей переработки;
- вывод из эксплуатации около 350 ядерно и радиационно опасных объектов;
- извлечение и захоронение 520 тыс. тонн твердых радиоактивных отходов и 180 тыс. куб. метров жидких радиоактивных отходов;
- консервацию пунктов размещения особых радиоактивных отходов;
- обеспечение хранения в безопасном состоянии около 400 млн. куб. метров жидких радиоактивных отходов;
- реабилитацию радиационно загрязненных территорий общей площадью 4259 тыс. кв. км;
- снижение поступления радиоактивных веществ в окружающую среду в результате модернизации защитных инженерных барьеров и перевода ядерно и радиационно опасных объектов в экологически безопасное состояние.

ФЦП ЯРБ-2 является продолжением завершившейся программы ФЦП ЯРБ-1. Основная цель новой программы – обеспечение приемлемого уровня риска радиационного воздействия на человека и среду его обитания объектов использования атомной энергии, источников ионизирующих излучений техногенного и природного происхождения [4].

### Особенности специальной обработки в зоне радиоактивного загрязнения

Специальная обработка является составной частью ликвидации последствий радиационной аварии. Необходимость ее проведения возникает в случае загрязнения окружающей среды радиоактивными веществами сверх допустимых норм. По содержанию специальная обработка представляет собой комплекс мероприятий, проводимых с целью восстановления готовности объектов, техники, транспорта, имущества, людей к безопасной жизнедеятельности. Она включает в себя обеззараживание и санитарную обработку людей.

Обеззараживание применительно к зоне радиоактивного заражения заключается в дезактивации. При необходимости выполняются и другие виды обеззараживания: дегазация, дезинфекция и дератизация.

Специальная обработка может быть общей и частичной. Частичная проводится в зоне заражения или за ее пределами без привлечения формирований гражданской обороны, т.е. своими силами. Полная спецобработка осуществляется на стационарных или временных пунктах обеззараживания и санобработки с участием специальных подразделений гражданской обороны.

#### 1. Дезактивация

*Дезактивация* – удаление радиоактивных веществ с зараженной территории, с поверхности зданий, сооружений, техники, одежды, средств индивидуальной защиты, продовольствия, воды. Она может проводиться различными способами и методами.

Для дезактивации территории применяются следующие методы:

- смывание радиоактивных веществ водой или водным раствором ПАВ поливомоечными машинами;
- смывание радиоактивных веществ и всасывание их в бункер вакуумной машиной с последующим вывозом и захоронением опасных отходов;
- снятие верхнего слоя зараженного грунта на глубину 10-15 см дорожно-строительной техникой и замена его новым;
- сгребание радиоактивно-загрязненного снега машинами, имеющими спецоборудование.

Дезактивация зданий и сооружений может осуществляться:

- смыванием радиоактивных веществ водой при помощи машин и мотопомп;
- разборкой крыш зданий и их захоронением;
- обработкой отдельных участков сооружений обдирочными и абразивными материалами при помощи пескоструйных агрегатов;

При выполнении перечисленных мероприятий их эффективность в снижении уровня загрязнения может достигать: для наружных поверхностей жилых домов в 6–6,5 раз; для внутренних поверхностей – 1,5–3 раза; для участков местности – 3–4 раза.

Порядок дезактивации строений:

1. Вокруг строения на расстоянии 1–1,5 м от наружной стены устраивается траншея глубиной 50 см и шириной 25 см с отводом в низкое место двора, где оборудуется сточная яма глубиной до 70 см.

2. Здание обрабатывается дезактивирующим раствором на основе порошка СФ-2у (4 кг порошка на одну зарядку машины ПМ-130 или АРС-14) с последующей обработкой чистой водой.

3. Обработка строения начинается с крыши. Деревянные и шиферные крыши не дезактивируются, они демонтируются и утилизируются.

4. Если уровни радиации после обработки превышают установленные нормы, проводится повторная дезактивация.

Дезактивация дорог с твердым покрытием осуществляется их обработкой 0,01% раствором порошка СФ-2у один раз через 2–3 суток. Нормы расхода раствора – 3–5 л/м<sup>2</sup> дороги. Обочины и кюветы также обеззараживаются и укрепляются асфальтом или цементным раствором. Грунтовые дороги перед дезактивацией поливают водой, затем снимают верхний слой влажного грунта на глубину 2–5 см, насыпают слой гравия высотой 5–6 см и при необходимости укрепляют полимерным составом для препятствия пылеобразования.

Дезактивация транспортных средств и техники может быть *частичная* и *полная*. Частичная обработка производится водителем и обслуживающим персоналом. При этом обрабатываются те места и узлы машин, с которыми люди соприкасаются в процессе их эксплуатации. Полная дезактивация проводится за пределами зоны заражения на *пунктах специальной обработки* (ПуСО) или на приспособленных для этой цели станциях и площадках обеззараживания.

Частичная дезактивация одежды, обуви и средств индивидуальной защиты проводится простыми способами – обметанием, вытряхиванием, выколачиванием или обтиранием влажной ветошью. Для обеззараживания выбирается специальная открытая площадка с учетом направления ветра. Люди на площадке должны пользоваться противогазами или респираторами. Зараженную одежду развешивают на веревках или перекладинах и в течение 20–30 мин обметают и чистят щетками, вениками или выколачивают палками. Протирают ветошью, смоченной водой или дезактивирующим раствором, пользуются при обеззараживании влагонепроницаемой одежды и обуви из резины или синтетических материалов. Полная дезактивация одежды и средств индивидуальной защиты осуществляется на ПуСО или на

станциях (пунктах) обеззараживания одежды, развертываемых на базе прачечных, бань и других учреждений, имеющих специальные дезактивационные камеры (бучильники).

## **2. Санитарная обработка людей**

Санитарную обработку проводят для предупреждения или максимально возможного ослабления поражения людей в тех случаях, когда степень заражения поверхности тела превышает допустимые уровни. Санобработка, как правило, совмещается с дезактивацией одежды, обуви и средств индивидуальной защиты. В зависимости от условий, характера радиоактивного загрязнения и наличия соответствующих средств санобработка может быть частичной и полной.

*Частичная санитарная обработка* проводится после выхода людей из зоны заражения. Вначале проводится частичная дезактивация одежды и обуви, после чего люди снимают противогазы и респираторы. Индивидуальные средства защиты протираются влажной ветошью и укладываются в очищенные противогазные сумки. Непосредственно санитарная обработка заключается в обмывании чистой водой рук, лица, шеи и других открытых участков тела, а также в полоскании и промывании полости рта и носа.

*Полную санитарную обработку* должны проходить все люди, находившиеся на зараженной территории. Полная санобработка предусматривает помывку всей поверхности тела водой с мылом и мочалкой. Она проводится в стационарных санитарных обмывочных пунктах или на специально развертываемых для этой цели площадках (ПуСО) с использованием технических средств. Как правило, санитарные обмывочные пункты (СОП) устраиваются на объектах коммунально-бытового назначения (банях, душевых, котельных). Вариант размещения такого пункта на базе бани представлен на рис. 6.1.

Состав помещений СОП и их площадь определяются исходя из пропускной способности пункта, времени санитарной обработки потока людей, характера использования объекта в мирное время, сезона года. Помещения СОП подразделяются на основные и вспомогательные. К основным относятся душевые кабины и помещения для размещения обслуживающего персонала, к вспомогательным – помещения для одевания (раздевания), склады «загрязненной» одежды и обменного фонда, накопитель (место ожидания), санитарные узлы, а также посты дозиметрического контроля.

Подача горячей воды на СОП производится от водонагревательной установки котельной. Магистральные трубопроводы, к которым присоединены душевые сетки, «питаются» от общего смесителя горячей и холодной воды. Температура воды 38–40°С при одновременной работе всех душевых сеток. Магистральные трубопроводы должны обеспечивать пропуск воды из расчета 5–7 л/мин на каждую душевую сетку. Минимальный запас горячей воды рассчитывается на непрерывную работу душевых в течение двух часов. Норма расхода горячей воды для санобработки одного человека составляет 30–35 литров.

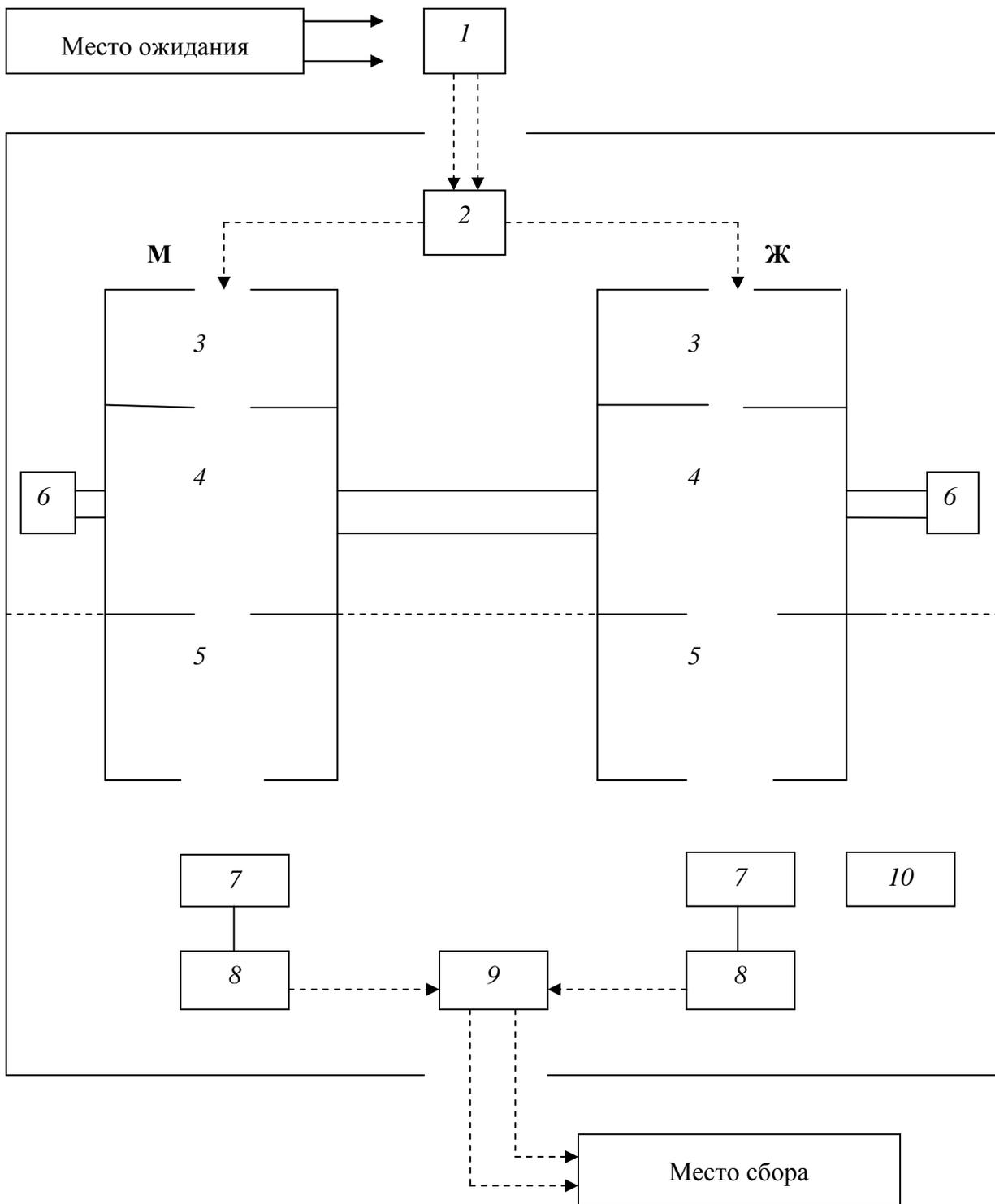


Рис. 6.1. Схема размещения санитарного обмывочного пункта (вариант):

1 – пост дозиметрического контроля. 2 – место приема документов и ценностей. 3 – помещения для раздевания. 4 – душевые. 5 – помещения для одевания. 6 – водосборный колодец. 7 – склад обменного фонда. 8 – санитарный пост. 9 – место выдачи документов и ценностей. 10 – помещения для персонала СОП.

Вентиляция проектируется на вытяжку воздуха из душевых, помещений для раздевания и подачу свежего воздуха в помещения для одевания. Кратность воздухообмена в «загрязненных» помещениях принимается не менее 10, в остальных – не менее 5.

На СОП предусматриваются два входа (выхода). Они проектируются так, чтобы не пересекались потоки людей, прошедших и не прошедших санитарную обработку.

На пункте разворачиваются не менее двух постов дозиметрического контроля (один на входе, другой на выходе). Время прохождения санитарной обработки первым потоком принимается 30 минут, последующими – по 20 минут. На этой основе производится расчет пропускной способности пункта (П) по формуле [32]:

$$П = 6 N_{дс} (T_{см} - 0,2), \text{ чел.},$$

где  $N_{дс}$  – количество душевых сеток, шт.;  $T_{см}$  – продолжительность рабочей смены (принимается 10 часов).

После помывки люди проходят медицинский осмотр и повторный дозиметрический контроль. Если результаты контроля не соответствуют нормам, то люди возвращаются в душевую для повторной помывки. В помещении для одевания люди, прошедшие санитарную обработку, одевают свою обеззараженную одежду и покидают СОП, не встречаясь с потоком людей, направляющихся на санобработку. В тех случаях, когда сложность и продолжительность режимов обеззараживания одежды исключает возможность ее своевременного возвращения прошедшим санобработку владельцам, выдается чистое белье и одежда из обменного фонда.

### **3. Приспособление пунктов мойки автотранспорта для обеззараживания подвижных технических средств**

Согласно требованиям СП 94.13330.2011 для специальной обработки автомобильного транспорта, подвергшегося радиоактивному загрязнению, могут приспособляться посты мойки автомобильных предприятий, баз и станций технического обслуживания автомобилей. Для этого на территории автопредприятий предусматриваются: рабочие посты (помещения) по обеззараживанию транспорта; помещения для хранения средств специальной обработки и материалов; помещения для обслуживающего персонала; санитарный пропускник; санитарный узел с умывальником.

При специальной обработке подвижного состава принимается не менее двух последовательно расположенных рабочих постов в «чистой» и «грязной» зонах. Посты, предназначенные для повторного контроля загрязненности, располагают вне «грязной» зоны в смежном помещении или вне здания – на территории предприятия. Рабочие посты «грязной» и «чистой» зон, расположенные в одном помещении, следует отделять перегородками с проемами

для проезда автомобилей. Проемы оснащаются водонепроницаемыми шторами. В одном помещении допускается размещать два и более параллельно расположенных потоков специальной обработки транспорта, при этом посты «грязной» зоны параллельных потоков должны быть изолированы один от другого перегородками или экранами высотой не менее 2,4 м. Расстояния между боковыми сторонами автотранспорта и экранами принимаются не менее: легковых автомобилей – 1,2 м; грузовых автомашин и автобусов – 1,5 м. На постах специальной обработки в «грязной» зоне предусматривается установка рабочих столов с металлическим или пластмассовым покрытием, а также металлических емкостей с обезвреживающими растворами. В «чистой» зоне устанавливаются рабочие столы для повторного контроля снятых деталей.

К моечному оборудованию и рабочим столам, расположенным в «грязной» и «чистой» зонах предусматривается подвод холодной и горячей воды, а также сжатого воздуха. Температура воды для мойки подвижного состава с использованием механизированных установок не нормируется. При ручной шланговой мойке температура воды – 20–40°С. Рабочие посты «грязной» и «чистой» зон оборудуются осмотровыми канавами, эстакадами или подъемниками.

В одном здании с помещением для специальной обработки устраивается помещение для хранения средств специальной обработки. Площадь этого помещения не менее 8 м<sup>2</sup>. Вход в помещение – со стороны «чистой» зоны.

Помещения для обслуживающего персонала и санитарный пропускник, как правило, располагаются в одном здании с постами специальной обработки. Вход в помещение для обслуживающего персонала со стороны «чистой» зоны. Для санитарных пропускников допускается приспособлять санитарно-бытовые помещения (с двумя и более душевыми сетками). Вариант схемы расположения помещений и оборудования, приспособленного для специальной обработки транспорта, приведен на рис. 6.2.

Отделка стен и перегородок, а также устройство полов помещений выполняются в соответствии с нормами технологического проектирования. Полы должны иметь уклон 0,02 в сторону осмотровых канав. Сточные воды из помещений отводят на очистные сооружения оборотного водоснабжения. Используемые в обычное время при санитарной обработке транспорта очистные сооружения переводятся на прямоточную схему без изменений схемы очистки. Сточные воды после очистки сбрасываются в бытовую или дождевую канализацию. Осадок или масла из очистных сооружений вывозят в специальные места, согласованные с местной санитарно-эпидемической службой.

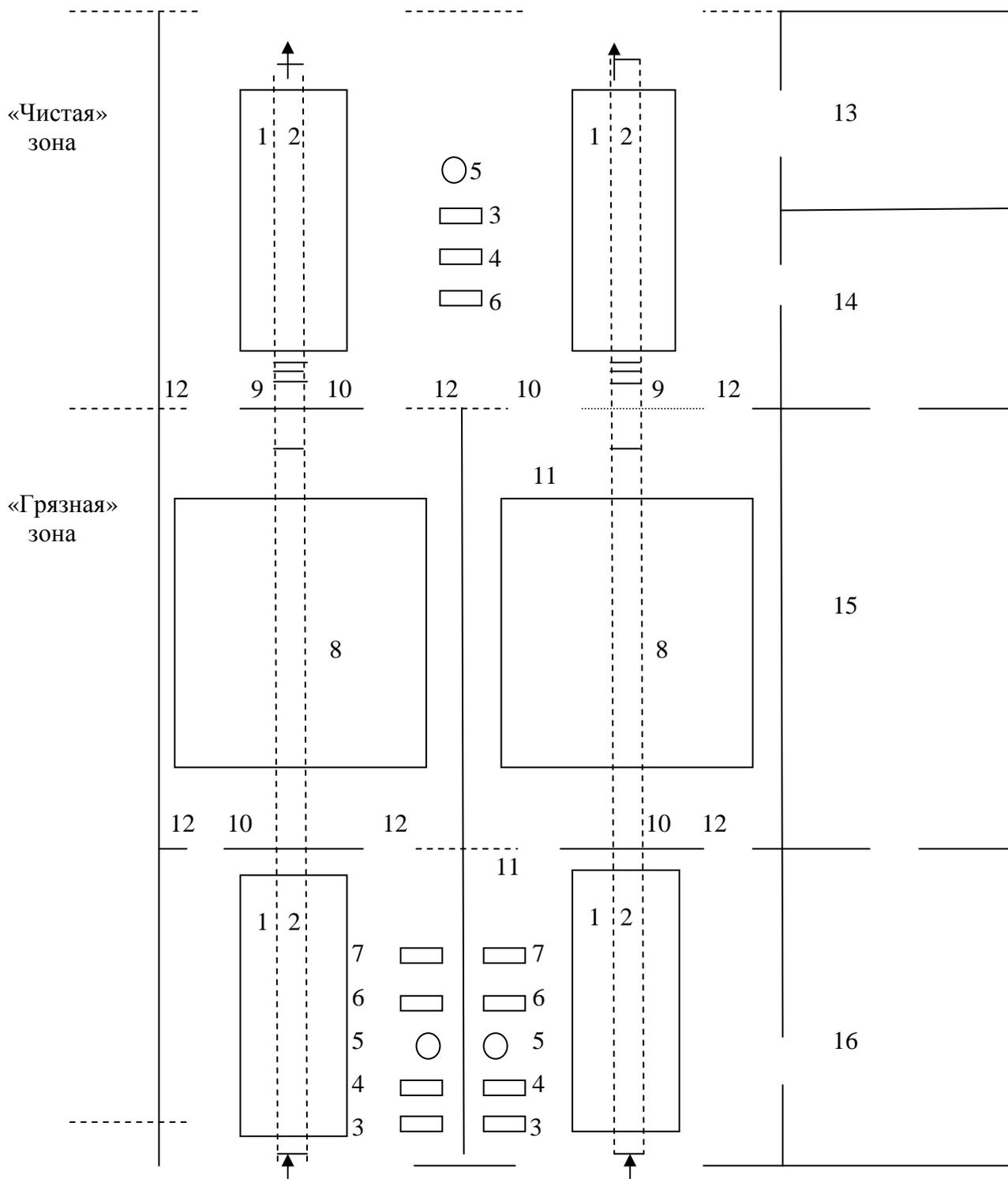


Рис. 6.2. Примерная схема расположения помещений и оборудования для специальной обработки транспорта:

1 – рабочий пост; 2 – досмотровая яма; 3 – стол для деталей; 4 – ларь для обтирочных материалов; 5 – емкость металлическая для обеззараживающих растворов; 6 – установка для мойки шланговая; 7 – установка для мойки двигателей снаружи; 8 – механизированная установка для мойки автомобилей; 9 – конвейер для перемещения автомобилей; 10 – водонепроницаемая штора; 11 – экран; 12 – перегородка; 13 – помещение для обслуживающего персонала; 14 – помещение для раздевания; 15 – душевая; 16 – помещение для одевания.

Приточно-вытяжная вентиляция должна обеспечивать в «грязной» зоне производственных помещений и санитарного пропускника часовую краткость обмена воздуха не менее 10. Приточный воздух подается только в «чистую» зону. Вытяжка устанавливается в верхней части помещения (из «грязной» зоны – 2/3, из «чистой» – 1/3 объема удаляемого воздуха). При расположении рабочих постов «чистой» зоны отдельно от «грязной» (вне здания – на территории предприятия) приточный воздух подается к рабочим постам «грязной» зоны. Объем воздуха при вытяжке должен быть на 20% больше объема приточного воздуха.

Дезактивация проводится в том случае, когда заражение радиоактивными веществами превышает установленный ПДУ – 180 мр/час.

Обеззараживание может осуществляться следующими способами:

- механическим – удалением РВ сметанием, стряхиванием, сдуванием;
- физическим – удалением РВ струей воды, протиранием растворителем;
- физико-химическим – удалением РВ, прочно связанных с зараженной поверхностью, смыванием растворяющими жидкостями.

Наиболее эффективно радиоактивная пыль удаляется специальными растворами на основе порошков СФ-2, СФ-2У, препаратов ОП-7, ОП-10, кислот и щелочей. Основные характеристики дезактивирующих веществ и расход материалов для проведения дезактивации приведены в таблицах 6.1 и 6.2.

Таблица 6.1

#### Основные характеристики дезактивирующих растворов

Наименование и процентное содержание раствора	Способ приготовления раствора
Водный раствор порошка СФ-2 или СФ-2У (0,2 – 0,3%)	В любой таре при тщательном перемешивании. Порошок хорошо растворяется в теплой воде.
Водный раствор ОП-7 или ОП-10 (3%) и гексаметафосфат натрия (0,1 – 0,7%)	В горячей воде растворить ОП-7 (ОП-10), а в другой таре в горячей воде растворить гексаметафосфат натрия. Смешать оба раствора.

*Примечание.* При отсутствии указанных составов используют мыло, соду, стиральные порошки.

Таблица 6.2

#### Расход материалов и затраты времени при дезактивации

Дезактивируемая техника	Обмывание струей воды			Обработка раствором		
	Вода, л	Ветошь, кг	Время, мин	Раствор, л	Ветошь, кг	Время, мин
Автомобили:						
легковой	400	1	10	50	1	20
грузовой	600	1	24	70	1	40
Спец. техника:						
трактор	1000	2	24	100	2	40
бульдозер	1000	3	24	100	3	40
грейдер	600	2	20	70	2	30

Дезактивация проводится в следующем порядке. Из техники выгружается груз и съемное оборудование. Последовательно обрабатывают сначала наружную, а затем внутреннюю поверхности. Особое внимание обращается на обработку кузова, кабины, капота, двигателя, радиатора. Отдельно обрабатывается съемное оборудование и груз.

Примерные возможности приспособленного пункта специальной обработки транспорта за рабочую смену (10–12 час.) составляют:

- дезактивация струей воды из брандспойта – 45–55 ед;
- дезактивация протираем смоченной ветошью – 30 ед.

При выполнении работ по обеззараживанию техники принимаются меры защиты людей от поражения радиоактивными и отравляющими веществами, а также обеззараживающими растворами. Работы выполняются в средствах индивидуальной защиты. После окончания работ проводится специальная обработка средств защиты и санитарная обработка персонала.

Таким образом, возможности объекта позволяют развернуть на его базе пункт специальной обработки автомобильного транспорта, подвергшегося химическому, радиоактивному или биологическому загрязнению и обеспечить обеззараживание до 55 ед. техники за рабочую смену.

### Технические средства контроля радиационной обстановки (ТСКРО)

#### 1. Предназначение ТСКРО

ТСКРО используется для количественного определения величин, характеризующих состояние радиационной обстановки и степень радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду при эксплуатации радиационных источников. Требования к ТСКРО определены ГОСТ Р 22.9.12-2014.

В работе ТСКРО используются различные методы обнаружения ионизирующих излучений:

- *ионизационный*, основанный на свойстве этих излучений ионизировать любую среду, через которую они проходят, в том числе и детекторное устройство прибора. Измеряя ионизационный ток, получают представление об интенсивности излучений;
- *фотографический*, основанный на свойстве ионизирующего излучения воздействовать на светочувствительный слой фотоматериалов. Сравнивая плотность почернения пленки с эталоном, можно определить дозу излучения (экспозиционную или поглощенную), полученную пленкой;
- *сцинтилляционный*, при котором происходит свечение детектора из люминесцентных материалов под воздействием ионизирующих излучений. Количество вспышек, пропорциональное мощности излучения, регистрируется фотоэлементным умножителем, преобразующим его в электрический ток;
- *классический*, основанный на использовании химических измерений, происходящих в жидких и твердых веществах под воздействием ионизирующих излучений, в результате чего изменяется структура вещества, совместно с красителем дающая цветную реакцию. По плотности окраски определяется степень ионизации;
- *люминесцентный*, основанный на эффектах радиофотолюминесцентности (ФЛД) и радиотермолюминесцентности (ТЛД). В первом случае под воздействием излучений в люминесцирующем материале создаются центры фотолюминесценции, содержащие атомы и ионы серебра, которые при освещении ультрафиолетовым светом вызывают видимую люминесценцию. Во втором случае – под воздействием нагрева поглощенная энергия ионизирующих излучений преобразуется в люминесцентную. Интенсивность люминесценции пропорциональна степени ионизирующих излучений.

В зависимости от измеряемых параметров источников ионизирующих излучений измерения делятся на три класса:

- *радиометрические* – измерение величин, характеризующих активность радионуклидов (радиометрия);

- *дозиметрические* – измерение поглощенной энергии ионизирующего излучения объектами окружающей среды (дозиметрия);

- *спектрометрические* – измерение энергии частиц (спектрометрия).

С учетом специфики конструкции и сферы применения ТСКРО можно условно разделить на системы, приборы и средства для контроля радиационной обстановки и приборы для дозиметрического контроля облучения населения. Кроме того, они могут быть переносными, стационарными и передвижными (бортовыми), базирующимися на различных видах транспорта.

## **2. Системы контроля радиационной обстановки**

В состав систем контроля радиационной обстановки входят приборы с средствами связи, обработки данных и выдачи информации. Они используются для обеспечения безопасной эксплуатации объектов ядерной энергетики.

### **2.1. Системы радиационного мониторинга окружающей среды:**

*Автоматизированная система контроля радиационной обстановки (АСКРО)* предназначена для своевременного обнаружения факта радиационной аварии в районах расположения ядерно- и радиационно-опасных объектов. Системы АСКРО функционируют на 24 предприятиях Росатома (в т.ч. на десяти АЭС) и позволяют прогнозировать в реальном времени дозовые нагрузки и объемную активность в приземном слое, определять мощность дозы гамма-излучения.

*Автоматизированная система гибридного радиационного мониторинга для АЭС (АСГКРО)* обеспечивает: непрерывное измерение мощности экспозиционной дозы (МЭД) на площадке АЭС и объемной активности в вентиляционных трубах АЭС; расчет и прогнозирование в реальном времени возможного распространения радионуклидов, дозовых нагрузок; непрерывное измерение МЭД в 30-километровой зоне вокруг АЭС.

*Система мобильного мониторинга (СММ)* используется на мобильных комплексах МЧС и аварийно-технических центров Росатома. Система предназначена для организации временного мониторинга радиационной обстановки в зоне ЧС (в радиусе до 5 км от места расположения мобильного комплекса), разведки и оперативного определения степени опасности очагов радиоактивного заражения и автоматической передачи параметров мониторинга в радиусе до 100 км.

*Система территориального радиационного контроля (СТРК)* способна непрерывно определять радиационный фон на контролируемой территории, оповещать органы управления РСЧС и население о превышении контрольных уровней мощности дозы.

*Подвижная лаборатория радиационной разведки (ПЛРР)* позволяет измерять мощность дозы, производить отбор проб аэрозолей, почвы, воды.

## **2.2. Системы контроля радиационной безопасности жилых и служебных помещений**

*Система радиационного контроля помещений «Виконт»* – обеспечивает непрерывный контроль по уровню гамма-излучения, контроль несанкционированных перемещений радиоактивных источников, экспресс-анализ радиоактивных загрязнений предметов и проб окружающей среды.

*Комплект оборудования для радиоэкологического контроля состояния жилья и производственных помещений «РЭКС-АЛЬФА»* позволяет измерять значения эквивалентной равновесной концентрации радона в исследуемом воздухе, находить источники гамма- и бета-излучения, измерять эквивалентную мощность дозы фотонного излучения и т.п.

## **2.3. Системы контроля радиационной безопасности эксплуатации ядерных энергетических установок:**

*Система радиационного контроля СРК (АКРБ-08)* осуществляет контроль активности в технологических средах, контроль выбросов и сбросов, контроль радиационной обстановки на промышленной площадке объекта.

*Аппаратура защиты по технологическим параметрам (АЗТП)* позволяет оповещать с помощью аварийных сигналов при отклонении значений технологических параметров реактора за допустимые пределы и т.п.

## **3. Приборы радиационного контроля**

Для обнаружения и измерения радиоактивных излучений используются различные дозиметрические приборы, которые обеспечивают:

- проведение радиационной разведки – определение уровня загрязнения радионуклидами местности и объектов окружающей среды;
- контроль радиоактивного загрязнения продовольствия, воды, техники, оборудования и т.п.;
- определение наведенной радиоактивности в облученных нейтронными потоками предметах, технических средствах, грунте;
- контроль облучения людей – измерение поглощенной или экспозиционной дозы излучения, полученной людьми.

Приборы радиационного контроля можно разделить на индикаторы – сигнализаторы, радиометры, спектрометры, дозиметры.

*Индикаторы – сигнализаторы* – простейшие измерительно-сигнальные устройства, позволяющие обнаружить радиоактивное загрязнение различных поверхностей (кожи человека, обуви, одежды и т.п.) и примерно оценить некоторые характеристики излучений. Детекторами в них чаще всего являются газоразрядные счетчики (счетчики Гейгера).

Индикатор-сигнализатор СИЗ-03 предназначен для обнаружения внешнего гамма-излучения и оценки мощности эквивалентной дозы, для контроля радиационной обстановки.

Индикатор-сигнализатор СИГ-РМ 120 8 М выполнен в виде наручных часов и способен осуществлять радиационный контроль в круглосуточном режиме.

*Радиометры* – измерители радиоактивности с газоразрядными, сцинтилляционными или другими детекторами, предназначенные для обнаружения и определения степени загрязнения поверхностей объектов, оборудования, транспорта, кожных покровов человека путем определения величины плотности потока частиц или квантов и объемной активности жидких и сыпучих материалов. (СРП-98, СРП-97, СРП-88).

*Рентгенометры* – разновидность радиометров, служащих для измерения мощности гамма-излучения.

*Рентгенометры – радиометры* используют для определения уровня радиации на местности и загрязненности радионуклидами различных поверхностей и объемов. Например, прибор ДП-5В (А, Б) – базовая модель, на смену которой пришел ИМД-5. Для подвижных средств создан бортовой рентгенометр ДП-3Б, а также измерители мощности дозы ИМД-21, ИМД-22 и др. Это основные приборы радиационной разведки.

*Спектрометры* – приборы, предназначенные для измерения и регистрации энергетического спектра ионизирующих излучений. Они классифицируются по виду излучений (альфа-, бета-, гамма-, нейтронные спектрометры), по принципу действия и по конструктивным особенностям.

С помощью спектрометров фиксируется наличие в окружающей среде радиоактивного загрязнения техногенного характера. При этом определяется тип изотопов и их активность.

Наибольшее распространение получили гамма-спектрометры, которые позволяют разделять гамма-излучения техногенного и природного происхождения.

Спектрометрический комплекс УСК Гамма-Плюс – базовый прибор для оснащения лабораторий радиационного контроля. Он позволяет определять содержание радионуклидов в продуктах питания и пищевом сырье, объектах ветеринарного надзора, воде, строительных и других материалах.

Гамма-бета-спектрометр МКС-АТ1315 – предназначен для определения удельной активности радионуклидов цезия-137, стронция-90 в пробах объектов окружающей среды; удельной активности естественных радионуклидов калия-40, радия-226, тория-232 в строительных материалах.

Другие спектрометры: «Гамма-1С-LT», MSPS-40 Ge», «Перспект-НРФ», СКЗ-50 и др.

*Дозиметры* – приборы для измерения дозы (мощности дозы) ионизирующего излучения или энергии, передаваемой облучаемому объекту. Дозиметры состоят из трех основных частей: детектора, радиотехнической схемы и измерительного устройства. Детектор – чувствительный элемент дозиметра или радиометра, служащий для преобразования явлений, вы-

званных ионизирующим излучением, в электрический или другой сигнал, легко доступный для измерения. Таким элементом может быть ионизационная камера (прямо показывающий индивидуальный дозиметр ДДГН-02 или ДДГ-01Д, похожий на авторучку с окошком в торце), сцинтиллятор (геологический поисковый радиометр СРП-88), счетчик Гейгера (радиометр ДП-12, бытовые комбинированные дозиметры «Белла», «Сосна», «Эксперт», «Припять» (позволяют измерять мягкие бета-излучения), РКСБ-104 (радиометр с возможностью работы в дежурном режиме) и др.

Профессиональные дозиметры кроме измерения дозы могут определять активность радионуклида в каком-либо образце: предмете, жидкости, газе и т.п. Дозиметры – радиометры способны измерять плотность потока ионизирующих излучений на радиоактивность различных предметов или оценки радиационной обстановки на местности. Современные профессиональные дозиметры-радиометры позволяют по характеру и энергетическому спектру излучения выдавать сведения об излучающем изотопе.

Бытовые дозиметрические приборы предназначены для оценки населением радиационной обстановки на местности, в жилых и служебных помещениях. Некоторые из них позволяют определять загрязнение продуктов питания и воды. Оценку радиоактивного загрязнения (удельной или объемной активности) проводят методом прямого измерения на расстоянии 1–5 см от поверхности исследуемого объекта массой не менее 1 кг или объемом не менее 1 литра по разности результатов измерений объекта и радиационного фона. Бытовые дозиметры дают возможность измерять мощность дозы в том месте, где находится прибор (в руках человека, на грунте и т.п.)

Бытовые дозиметры различаются по нескольким показателям:

- типу регистрируемых излучений – только гамма, или гамма и бета-излучений;
- типу блока детектирования – счетчик Гейгера или сцинтилляционный кристалл/ пластмасса;
- количеству газоразрядных счетчиков (1–4);
- размещению блока детектирования (встроенный или выносной);
- наличию цифрового или звукового индикатора;
- габаритам, весу и др. параметрам.

В настоящее время используются десятки бытовых дозиметрических приборов, из которых наиболее удачными моделями являются ДРГ-01Т «Белла» и «Сосна». Диапазон их измерений от 10 до 10 тыс. мкР/ч. Они легко регистрируют цезий-137, испускающий гамма-кванты и бета-частицы. Другие представители бытовых дозиметров: РКСБ-104 «Мастер», ДКГ-03 «Грач», ДКР-РМ 1203 «Полимастер» (дозиметр – наручные часы).

Дозиметрические приборы, как правило, являются комбинированными (радиометры-дозиметры, рентгенометры-радиометры, дозиметры-радиометры и т.п.), которые позволяют измерять различные физические величины – радиометрические дозиметрические и спектро-

метрические. Кроме того, они могут быть стационарными, бытовыми и переносными как для ведения радиационной разведки, так и для радиационного контроля. Существуют несколько вариантов классификации всех дозиметрических приборов, один из которых представлен в приложении 7.

Для удобства пользования дозиметрическими приборами разработана единая система условных обозначений и правила их образования (ГОСТ 27451-87 «Средства измерений ионизирующих излучений. Общие технические требования»). В соответствии с этим стандартом буквенные обозначения приборов должны состоять из трех элементов: первый элемент – функциональное назначение прибора, второй – измеряемая физическая величина, третий – вид ионизирующих излучений (табл. 7.1). Указанные обозначения относятся к приборам, выпущенным с 1989 г. по 2000 г.

Таблица 7.1

**Условные обозначения дозиметрических приборов**

Первый элемент буквенного обозначения (назначение прибора)	Второй элемент обозначения (измеряемая величина)	Третий элемент обозначения (вид излучения)
Д – дозиметры	Д – поглощенная доза	А – альфа
Р – радиометры	М – мощность поглощенной дозы	Б – бета
С – спектрометры	Э – экспозиционная доза фотонного излучения	Г – гамма
БД – блок детектирования	Р – мощность экспозиционной дозы фотонного излучения	Р – рентгеновское
УД – устройство детектирования	В – эквивалентная доза излучения	Н – нейтронное
	Б – мощность эквивалентной дозы	П – протонное
М – комбинированные средства измерений (дозиметры-радиометры, дозиметры-спектрометры, радиометры-спектрометры)	Ф – поток энергии ионизирующих частиц	Т – тяжелые частицы
	Н – плотность потока энергии ионизирующих частиц	С – смешанное излучение
	Т – перенос энергии ионизирующих частиц	Х – прочие излучения
	И – активность радионуклида в источнике	
	У – удельная активность радионуклида	
	Г – объемная активность РН в газе	
	Ж – объемная активность РН в жидкости	
	А – объемная активность аэрозоля	
	З – поверхностная активность РН	
	С – перенос ионизирующих частиц	
Ч – временное распределение ионизирующего излучения		
К – две и более физических величин		

Примеры обозначения приборов: ДДБ – дозиметр поглощенной дозы бета-излучения; БДУГ – блок детектирования удельной активности гамма-излучения; ДРГ – дозиметр мощности экспозиционной дозы; МКС – дозиметр-радиометр эквивалентной дозы рентгеновского и гамма-излучения, плотности потока альфа-, бета-частиц.

## **Заключение**

Развитие ядерной энергетики и расширение сферы использования радиоактивных веществ увеличивают риск возникновения радиационных аварий. Их причинами, как правило, являются нарушения технологических процессов, правил обращения с источниками ионизирующих излучений, их хранения и транспортировки, некомпетентность производственного персонала. Подтверждением этого служат рассмотренные в учебном пособии многочисленные радиационные аварии, результат которых – возникновение обширных зон загрязнения радионуклидами и облучение людей. Анализ случившихся ЧС указывает на то, что необходимо совершенствовать систему обеспечения радиационной безопасности, находить пути снижения риска возникновения и развития опасных ситуаций, смягчения и локализации их отрицательных последствий для людей и окружающей среды. С этой целью следует усилить требования к проведению экспертизы радиационно-опасных объектов на стадии их проектирования и строительства, а также обеспечить подготовку квалифицированных специалистов, способных в чрезвычайных ситуациях принимать обоснованные управленческие решения по защите населения от пагубного радиоактивного воздействия.

## Список литературы

1. О радиационной безопасности населения [Электронный ресурс] : федер. закон Рос. Федерации от 09.01.1996 № 3-ФЗ : [ред. от 19.07.2011]. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. ВерсияПроф.
2. О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения [Электронный ресурс] : федер. закон Рос. Федерации от 30.03.1999 № 52-ФЗ : [ред. от 04.07.2016]. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. ВерсияПроф.
3. Об использовании атомной энергии [Электронный ресурс] : федер. закон Рос. Федерации от 21.11.1995 № 170-ФЗ : [ред. от 03.07.2016]. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. ВерсияПроф.
4. Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года» (ФЦП ЯРБ-2) [Электронный ресурс] : утв. Правительством Рос. Федерации 28.04.2015. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. ВерсияПроф.
5. ГОСТ Р 42.4.42-2015. Гражданская оборона. Режимы радиационной защиты на территории, подвергшейся радиоактивному загрязнению. – Москва : Изд-во стандартов, 2015. – 20 с.
6. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). – Москва : Роспотребнадзор, 2009. – 100 с.
7. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010). – Москва : Минстрой : Роспотребнадзор, 2010. – 83 с.
8. Инженерно-технические мероприятия по гражданской обороне (СП 165.1325800.2014). – Москва : Минстрой России, 2014. – 76 с.
9. Защитные сооружения гражданской обороны (СП 88.13330.2014). – Москва : Минстрой России, 2014. – 56 с.
10. Об утверждении санитарных правил СП 2.6.1.2216-07 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ» (СП 2.6.1.2216-07) : [Электронный ресурс] : постановление Гл. гос. санитар. врача Рос. Федерации от 29.05.2007 N 30. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. ВерсияПроф.
11. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами СПОРО-2002 (вместе с "СП 2.6.6.1168-02. 2.6.6. Радиоактивные отходы. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002) [Электронный ресурс] : постановление Гл. гос. санитар. врача Рос. Федерации от 23.10.2002 № 33 : [ред. от 16.09.2013]. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. ВерсияПроф.

12. Гигиенические требования по ограничению облучения населения за счет ионизирующего облучения (СанПиН 2.6.1. 2800-10) [Электронный ресурс] : постановление Гл. гос. санитар. врача Рос. Федерации от 24.12.2010. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. ВерсияПроф.
13. Гигиенические требования безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов (СанПиН 2.3.2. 1078-01) [Электронный ресурс] : утв. Гл. санитар. врачом Рос. Федерации 28.08.2002. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. ВерсияПроф.
14. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СанПиН 2.6.1.2403) [Электронный ресурс] : утв. Гл. гос. санитар. врачом Рос. Федерации 28.04.2003. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. ВерсияПроф.
15. Гигиенические требования к проектированию предприятий и установок атомной промышленности (СанПиН 2.6.1. 07-03) [Электронный ресурс] : утв. Гл. гос. санитар. врачом Рос. Федерации 01.10.2008. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. ВерсияПроф.
16. Размещение атомных станций. Основные критерии и требования к размещению атомных станций (НП-032-01) [Электронный ресурс] : утв. Госатомнадзором России 08.11.2001. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. Эксперт-приложение.
17. Типовое содержание плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции (НП-015-12) [Электронный ресурс] : утв. Федер. службой по экол., технол. и атом. надзору 18.09.2012. № 518. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. Эксперт-приложение.
18. 25 лет Чернобыльской аварии. Итоги и перспективы преодоления ее последствий в России : Рос. нац. докл / под ред. С. К. Шойгу ; М-во чрезвычай. ситуаций России. – Москва : [б. и.], 2011.
19. Методика расчета размеров зон наблюдения вокруг АЭС. – Москва : ВНИИФТРИ Госстандарта России, 2002.
20. Наследие Чернобыля : медицинские, экологические и социально-экономические последствия, (Чернобыльский форум: 2003-2005) [Электронный ресурс]. – Режим доступа : <http://un.by/pdf/Chenobyl%20Legacy-Rus.pdf>.
21. Расчет и обоснование размеров санитарно-защитных зон и зон наблюдения вокруг АЭС : метод. указания (МУ 1.3.2. 06.027.0017-2010) [Электронный ресурс] : утв. Федер. медико-биол. агентством России 07.12.2007. – Режим доступа : КонсультантПлюс. Законодательство. Эксперт-приложение.

22. Гринин, А. С. Экологическая безопасность. Защита территории и населения при чрезвычайных ситуациях : учеб. пособие / А. С. Гринин, В. Н. Новиков. – Москва : ФАИР-ПРЕСС, 2000. – 336 с.
23. Алексахин, Р. М. Актуальные экологические проблемы ядерной энергетики / Р. М. Алексахин // Атомная энергия. – 1987. – Т. 64. – № 6.
24. Основы защиты населения и территорий в чрезвычайных ситуациях / под ред. В. В. Тарасова. – Москва : Изд-во МГУ, 1998. – 192 с.
25. Мархоцкий, Я. Л. Основы радиационной безопасности населения : учеб. пособие / Я. Л. Мархоцкий. – Минск : Высш. шк., 2011. – 224 с.
26. Никаноров, А. И. Глобальная экология : учеб. пособие / А. И. Никаноров, Т. А. Хорунжая. – Москва : ПРИОР, 2001. – 284 с.
27. Ефремов, С. В. Радиационная и химическая защита : учеб. пособие / С. В. Ефремов. – Санкт-Петербург : СПб ГПУ, 2005. – 218 с.
28. Овсяник, А. Оценка угроз в атомной отрасли / А. Овсяник, Э. Брунин // Гражданская защита. – 2015. – № 11.
29. Ротов, Т. Чернобыль: как это было на самом деле / Т. Ротов // Комсомольская правда. – 2016. – № 44, 26 апр. – С. 25.
30. Пименова, Е. В. Основы сельскохозяйственной радиоэкологии : учеб. пособие / Е. В. Пименова ; Перм. с.-х. акад. – Пермь : ПСХА, 2004.
31. Шаптала, В. Г. Основы моделирования чрезвычайных ситуаций : учеб. пособие / В. Г. Шаптала [и др.]. – Белгород : БГТУ, 2010. – 166 с.
32. Ластовкин, В. Ф. Методические указания по разработке раздела «Гражданская оборона» в дипломных проектах студентов специальности «Архитектура» / В. Ф. Ластовкин, Н. Д. Чекмарев ; Нижегород. гос. архитектур.-строит. ун-т. – Нижний Новгород : ННГАСУ, 2001. – 32 с.
33. Методические рекомендации по ликвидации последствий радиационных и химических аварий / под общ. ред. В. А. Владимирова. – Москва : ВНИИ ГОЧС, 2004. – 340 с.
34. Хомяков, Н. Н. Организационные и инженерно-технические мероприятия по радиационной защите населения при авариях на радиационно-опасных объектах / Н. Н. Хомяков, Н. И. Харичев // Технологии гражданской безопасности. – 2008. – Вып. 3. – Т. 5.

## Характеристика ядерных распадов некоторых радионуклидов

Химический элемент (порядковый номер в табл. Менделеева)	Радионуклид	Период полураспада $T_{1/2}$	Излучение		
			$\alpha$	$\beta$	$\gamma$
Водород (1)	H-3	12,3 лет		+	+
Бериллий (4)	Be-7	53,4 сут			++
Углерод (6)	C-14	5730лет		+	
Натрий (11)	Na-22	2,60 лет		+++	++
Фосфор (15)	P-32	14,3 сут		+++	
Сера (16)	S-35	87,4 сут		+++	+++
Хлор (17)	Cl-36	$3,01 \cdot 10^5$ лет		++	
Калий (19)	K-40	$1,28 \cdot 10^9$ лет		++	++
Железо (26)	Fe-59	44,5 сут		++	+++
Кобальт (27)	Co-60	5,272 года		++	+++
Цинк (30)	Zn-65	244 сут			+++
Стронций (38)	Sr-90	27,7 лет		++	
Иттрий (39)	Y-90	2,67 сут			+++
Цирконий (40)	Zr-95	64,0 сут		++	++
Рутений (44)	Ru-106	1,01 лет		+	
Йод (53)	I-131	8,04 сут		++	++
Цезий (55)	Cs-137	30,0 лет		++	+
Барий (56)	Ba-140	12,7 сут		+++	++
Свинец (82)	Pb-207	22,3 года		+	+
Полоний (84)	Po-210	138 сут	++++		
Радон (86)	Rn-222	3,82 сут	++++		
Радий (88)	Ra-226	$1,60 \cdot 10^3$ лет	++++		+
	Ra-228	5,75 лет	++++		
Торий (90)	Th-232	$1,40 \cdot 10^{10}$ лет	++++		
Уран (92)	U-235	$7,04 \cdot 10^8$ лет	++++		++
	U-238	$4,47 \cdot 10^9$ лет	++++		
Плутоний (94)	Pu-239	$2,41 \cdot 10^4$ лет	++++		++
Америций (95)	Am-241	433 года	++++		+

В таблице приняты следующие обозначения величины энергии, МэВ:  
 + – меньше 0,2; ++ 0,2 – 1,0; +++ 1,0 – 3,0; ++++ – больше 3,0

## Распад и накопление радиоактивного изотопа

$t/T$	$e^{-\lambda t}$	$(1 - e^{-\lambda t})$	$t/T$	$e^{-\lambda t}$	$(1 - e^{-\lambda t})$
0,02	0,985	0,015	1,05	0,483	0,517
0,04	0,972	0,028	1,10	0,467	0,533
0,06	0,959	0,041	1,15	0,451	0,549
0,08	0,946	0,054	1,20	0,435	0,565
0,10	0,933	0,067	1,25	0,420	0,580
0,12	0,920	0,080	1,30	0,406	0,594
0,14	0,907	0,093	1,35	0,392	0,608
0,16	0,894	0,106	1,40	0,379	0,621
0,18	0,882	0,118	1,45	0,366	0,634
0,20	0,870	0,130	1,50	0,354	0,646
0,22	0,858	0,142	1,60	0,330	0,670
0,24	0,846	0,154	1,70	0,308	0,692
0,26	0,835	0,165	1,80	0,288	0,712
0,28	0,823	0,177	1,90	0,268	0,732
0,30	0,812	0,188	2,00	0,250	0,750
0,32	0,801	0,199	2,10	0,233	0,767
0,34	0,790	0,210	2,20	0,218	0,782
0,36	0,779	0,221	2,30	0,203	0,797
0,38	0,769	0,231	2,40	0,190	0,810
0,40	0,758	0,242	2,50	0,177	0,823
0,42	0,748	0,252	2,60	0,165	0,835
0,44	0,737	0,263	2,70	0,154	0,846
0,46	0,727	0,273	2,80	0,144	0,856
0,48	0,717	0,283	2,90	0,134	0,866
0,50	0,707	0,293	3,00	0,125	0,875
0,55	0,683	0,317	3,20	0,100	0,891
0,60	0,659	0,341	3,40	0,095	0,905
0,65	0,637	0,363	3,60	0,083	0,917
0,70	0,615	0,385	3,80	0,072	0,928
0,75	0,594	0,406	4,00	0,062	0,938
0,80	0,574	0,426	4,20	0,054	0,946
0,85	0,555	0,445	4,40	0,047	0,953
0,90	0,536	0,464	4,60	0,041	0,959
0,95	0,518	0,482	4,80	0,036	0,964
1,00	0,500	0,500	5,00	0,031	0,999



Методика определения режимов радиационной защиты  
(ГОСТ Р 42.4.02-2015)

1. Для определения режима радиационной защиты модель формирования радиоактивного загрязнения окружающей среды определяется сценарием типовой аварии на объекте использования атомной энергии.

2. Исходя из категории лиц, для которых устанавливается режим радиационной защиты, определяется прогнозируемая эквивалентная доза внешнего облучения персонала на открытой местности в границах санитарной защитной зоны ( $H_{C33}$ ) объекта и прогнозируемая эквивалентная доза внешнего облучения населения на открытой местности в зоне возможного радиоактивного загрязнения ( $H_{ЗВРЗ}$ ).

Количественно прогнозируемая эквивалентная доза внешнего облучения определяется как сумма прогнозируемых доз облучения от радиоактивного облака и радиоактивно загрязненной местности.

При этом эффективная доза внутреннего облучения за счет поступления радионуклидов с вдыхаемым воздухом, водой и пищей в расчетах не учитывается, исходя из допущения о ее исключении путем использования средств индивидуальной защиты и ограничения употребления радиоактивно загрязненных продуктов питания.

3. Максимальной прогнозируемой эквивалентной дозой внешнего облучения персонала на открытой местности в границах санитарно-защитной зоны объекта ( $H_{C33}$ ), предусматривающей обязательную эвакуацию персонала, следует принимать значение, равное 1000 мЗв за 2 сут после аварии на объекте.

В том случае, если ( $H_{C33}$ ) превышает 1000 мЗв за 2 сут после аварии, то для расчетов следует принимать ( $H_{C33}$ ), равную 1000 мЗв.

4. Максимальной прогнозируемой эквивалентной дозой внешнего облучения населения на открытой местности в зонах возможного радиоактивного загрязнения ( $H_{ЗВРЗ}$ ), предусматривающей обязательную эвакуацию, следует принимать значение, равное 500 мЗв за 10 сут после аварии на объекте.

В том случае, если  $H_{ЗВРЗ}$  превышает 500 мЗв за 10 сут после аварии, то для расчетов следует принимать  $H_{ЗВРЗ}$ , равную 500 мЗв.

5. Мероприятия по радиационной защите персонала в санитарно-защитной зоне объекта должны планироваться при превышении установленной эквивалентной дозы внешнего облучения ( $H_{уст.C33}$ ), равной 100 мЗв за 2 сут после аварии на объекте.

6. Мероприятия по радиационной защите населения в зоне возможного радиоактивного загрязнения должны планироваться при превышении установленной эквивалентной дозы внешнего облучения ( $H_{уст.зврз}$ ), равной 50 мЗв за 10 сут после аварии.

7. На основе результатов прогнозирования радиационной обстановки определяется необходимая кратность снижения (ослабления) эквивалентной дозы внешнего облучения персонала и населения ( $C$ ) и в соответствии с табл. 1 устанавливается режим радиационной защиты.

Кратность снижения эквивалентной дозы внешнего облучения персонала и населения  $C$  определяется соотношением

$$C = \frac{H}{H_{уст}}, \quad (1)$$

где  $H$  ( $H_{сзз}$ ,  $H_{зврз}$ ) – прогнозируемая эквивалентная доза внешнего облучения, мЗв;  $H_{уст}$  ( $H_{уст.сзз}$ ,  $H_{уст.зврз}$ ) – установленная эквивалентная доза внешнего облучения, мЗв.

8. Для заблаговременного прогнозирования эквивалентной дозы внешнего облучения, а также для оперативного прогнозирования при отсутствии данных о реальных климатических условиях на момент аварии на объекте климатические условия следует принимать в соответствии с СП 131.13330.2012 или по данным статистики в районе расположения объекта использования атомной энергии.

9. При оперативном прогнозировании, осуществляемом при наличии данных о реальных климатических условиях на момент аварии на объекте, следует принимать реальные климатические условия.

10. Во время соблюдения режима радиационной защиты обязательным является проведение санитарно-гигиенических мероприятий по предотвращению распространения радиоактивных веществ за пределы зоны радиационного загрязнения.

Порядок расчета прогнозируемой эквивалентной дозы облучения и примеры определения режимов радиационной защиты приведены ниже.

#### **А. Порядок расчета прогнозируемой эквивалентной дозы облучения**

А.1. Прогнозируемую эквивалентную дозу внешнего облучения  $H$  ( $H_{сзз}$ ,  $H_{зврз}$ ), мЗв, для условий расположения населения на открытой местности вычисляют по формуле

$$H = H_{ро} + H_{рзм},$$

где  $H_{ро}$  – прогнозируемая эквивалентная доза внешнего облучения от радиоактивного облака, мЗв;

$H_{рзм}$  – прогнозируемая эквивалентная доза внешнего облучения от радиоактивного загрязнения местности, мЗв.

Характеристики мероприятий режимов радиационной защиты

Характеристика зоны радиоактивного загрязнения	Общая продолжительность режима радиац. защиты, сут	Характеристика мероприятия режима радиационной защиты					
		Продолжительность приема препаратов стабильного йода, сут	Время непрерывного пребывания персонала и населения в укрытиях с момента аварии, ч	Время допустимого пребывания населения на открытой местности при использовании средств индивидуальной защиты и заданной кратности снижения эквивалентной дозы внешнего облучения С, ч/сут			Условия проведения эвакуации*
				С=2	С=5	С=10	
Санитарно-защитная зона объекта использования атомной энергии, входящая в зону возможного радиоактивного загрязнения	2	2	Определяется временем прохождения радиоактивного газоаэрозольного облака, но не менее 8 ч	12	8	4	Эвакуация проводится при прогнозируемом превышении установленной дозы внешнего облучения 1 Зв за 2 сут
Зона возможного радиоактивного загрязнения, расположенная за пределами санитарно-защитной зоны	10	10		8	4	2	Эвакуация проводится при прогнозируемом превышении установленной дозы внешнего облучения 0,5 Зв за 10 сут

\* Время передвижения при эвакуации персонала и населения включается в состав времени пребывания на открытой местности.

А.2. Расчет прогнозируемой эквивалентной дозы внешнего облучения персонала и населения от радиоактивного облака  $H_{PO}$  осуществляют на основе следующих исходных данных:

а) информация об объекте использования атомной энергии: место расположения (координаты) объекта (для нанесения на карту (схему)); тип ЯЭР (РБМК, ВВЭР); электрическая мощность реактора  $W$ , МВт;

б) метеорологические (климатические) условия в районе расположения объекта использования атомной энергии: скорость ветра на высоте 10 м –  $U_0$ , м/с; направление ветра на высоте 10 м –  $\varphi$ , град и степень вертикальной устойчивости атмосферы (конвекция, инверсия, изотермия), определяемые в соответствии с п. 8 и 9. При заблаговременном прогнозировании следует принимать степень вертикальной устойчивости атмосферы – изотермия;

в) место расположения (координаты) объектов (организаций) и населенных пунктов, для персонала и населения которых определяются режимы радиационной защиты, [с целью нанесения на карту (схему)];

г) удаление объекта (организации), населенного пункта от объекта использования атомной энергии по оси следа радиоактивного облака  $X$ , км.

При заблаговременном прогнозировании за ось следа радиоактивного облака следует принимать наиболее вероятное направление ветра, определяемое в соответствии с п. 8. При оперативном прогнозировании – реальное направление ветра на момент аварии на объекте использования атомной энергии;

д) удаление объекта (организации), населенного пункта от оси следа радиоактивного облака  $Y$ , км.

А.3. Прогнозируемую эквивалентную дозу внешнего облучения персонала и населения от радиоактивного облака  $H_{PO}$  вычисляют по формуле:

$$H_{PO} = K_Y \cdot H_{PO}^O,$$

где  $H_{PO}^O$  - прогнозируемая доза внешнего облучения от радиоактивного облака при условном расположении персонала и населения на следе облака, определяемая по табл. А.1, А.2;

$K_Y$  - коэффициент пересчета, учитывающий удаление объекта (организации), населенного пункта от оси следа радиоактивного облака при различных метеоусловиях, определяемый по табл. А.3–А.5.

В случае разрушения реакторов типа ВВЭР-440 значения  $H_{PO}$  определяются умножением значений  $H_{PO}$  для реакторов ВВЭР-1000, принятых по табл. А.2, на коэффициент 0,44.

А.4. Расчет прогнозируемой эквивалентной дозы внешнего облучения персонала и населения при расположении на радиоактивно загрязненной местности  $H_{PЗМ}$

Эквивалентную дозу внешнего облучения персонала и населения за время пребывания на следе радиоактивного облака  $H_{PЗМ}(t_n, t_k)$  вычисляют по формуле

$$H_{PЗМ}(t_n, t_k) = K_D \cdot P_1,$$

где  $t_k$  – время конца облучения для персонала в санитарно-защитной зоне следует принимать в соответствии с п. 3, равным 2 сут. Для населения в зонах радиоактивного загрязнения  $t_k$  следует принимать в соответствии с п. 4, равным 10 сут;

$K_D$  - коэффициент, зависящий от времени начала и конца облучения (следует принимать по табл. А.8);

$t_H$  - время, прошедшее с момента аварии на объекте использования атомной энергии до начала облучения, вычисляемое по формуле

$$t_H = \frac{\sqrt{X^2 + Y^2}}{U_0},$$

где  $U_0$  - скорость ветра на высоте 10 м (следует принимать в соответствии с п. 8 и п. 9).

Примечание. Если расстояние по оси следа радиоактивного облака значительно превышает удаление объекта (организации), населенного пункта в сторону от оси следа, т.е.

$$X \gg Y, \text{ то } t_H \cong \frac{X}{U_0}.$$

$P_1$  – мощность прогнозируемой эквивалентной дозы внешнего облучения персонала и населения на 1 ч после аварии на объекте использования атомной энергии, при расположении на следе радиоактивного облака, вычисляется по формуле

$$P_1 = K_Y \cdot P_{\text{РЗМ}}^0,$$

где  $P_{\text{РЗМ}}^0$  – прогнозируемая доза внешнего облучения при условном расположении персонала и населения на оси следа радиоактивного облака, принимаемая по табл. А.6, А.7;

$K_Y$  - коэффициент пересчета, учитывающий удаление объекта от оси следа радиоактивного облака при различных метеоусловиях, принимаемый по табл. А.3–А.5.

Таблица А.1

Прогнозируемая эквивалентная доза внешнего облучения от радиоактивного облака  $H_{\text{РО}}^0$  при условном расположении персонала и населения на оси следа выброса при аварии (разрушении) ЯЭР РБМК-1000, мЗв

Расстояние от реактора, км	Устойчивость атмосферы								
	Конвекция			Изотермия			Инверсия		
	Скорость ветра, м/с								
	2	3	5	5	7	10	2	3	4
1	75	56	37						
3	32	24	17	6,9	5,3	3,45	0,14	0,1	0,08
5	13	9,9	7,1	18	14	9	4,6	3,4	2,8
10	3,7	2,9	2,1	14	11	7	21	16	14
15	2	1,5	1,1	9,8	7,5	5	21	17	14
20	1,3	0,97	0,91	7	5,6	3,6	19	15	13
25	0,89	0,72	0,51	5,2	4,2	2,7	17	13	11
30	0,71	0,56	0,4	4,2	3,4	2,2	14	11	9,8
35	0,56	0,45	0,32	3,5	2,8	1,8	12	9,8	8,3
40	0,46	0,38	0,27	2,9	2,3	1,5	11	8,3	7,3
45	0,39	0,32	0,23	2,6	2,1	1,4	9	7,5	6,5
50	0,34	0,28	0,21	2,2	1,8	1,2	8,2	6,6	5,7
60	0,25	0,21	0,16	1,7	1,4	0,93	6,2	5,3	4,7

Таблица А.2

Прогнозируемая эквивалентная доза внешнего облучения от радиоактивного облака  $H^O_{PO}$  при условном расположении персонала и населения на оси следа выброса при аварии (разрушении) ЯЭР ВВЭР-1000, мЗв

Расстояние от реактора, км	Устойчивость атмосферы								
	Конвекция			Изотермия			Инверсия		
	Скорость ветра, м/с								
	2	3	5	5	7	10	2	3	4
1	52	36	23	6					
3	23	17	11	7	3,6	2,3	0,09	0,07	0,05
5	10	7,2	5	8	9,6	6,5	3,3	2,4	1,9
10	3,1	2,3	1,6	9	8,4	5,5	16	13	9,6
15	1,7	1,3	0,87	10	5,9	4	17	13	11
20	1,1	0,78	0,55	11	4,5	2,8	15	11	9,6
25	0,78	0,58	0,41	12	3,4	2,2	13	10	8,4
30	0,57	0,45	0,32	13	2,7	1,8	11	9	7,2
35	0,45	0,37	0,26	14	2,3	1,5	9	7,2	6,6
40	0,37	0,3	0,22	15	1,9	1,2	7,8	6,6	5,6
45	0,31	0,26	0,19	16	1,7	1,1	6,6	5,7	5
50	0,26	0,22	0,16	17	1,4	0,92	5,6	4,9	4,4
60	0,19	0,17	0,13	18	1,2	0,77	4,1	3,8	3,5

Таблица А.3

Значение коэффициента  $K_y$  для определения прогнозируемой мощности эквивалентной дозы внешнего облучения в стороне от оси следа радиоактивного облака (устойчивость атмосферы - конвекция)

Расстояние от АЭС по оси, км	Удаление от оси, км									
	0,5	1,0	1,5	2,0	2,5	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1	0,06									
3	0,69	0,22	0,03							
5	0,87	0,54	0,25	0,08	0,02					
10	0,95	0,81	0,63	0,44	0,27	0,16	0,04			
15	0,97	0,89	0,77	0,63	0,49	0,36	0,16	0,02		
20	0,98	0,94	0,84	0,73	0,62	0,50	0,29	0,06	0,01	
25	0,98	0,94	0,88	0,79	0,70	0,59	0,40	0,12	0,02	
30	0,99	0,95	0,90	0,83	0,75	0,66	0,48	0,19	0,05	0,01
35	0,99	0,96	0,92	0,86	0,79	0,71	0,54	0,25	0,09	0,02
40	1,00	0,97	0,93	0,88	0,82	0,75	0,60	0,31	0,13	0,04
45	1,00	0,97	0,94	0,89	0,84	0,78	0,64	0,36	0,17	0,06
50	1,00	0,98	0,94	0,90	0,86	0,80	0,67	0,41	0,20	0,08
60	1,00	0,98	0,96	0,92	0,88	0,83	0,79	0,49	0,28	0,13

Таблица А.4

Значение коэффициента  $K_{\gamma}$  для определения прогнозируемой мощности эквивалентной дозы внешнего облучения в стороне от оси следа радиоактивного облака (устойчивость атмосферы - изотермия)

Расстояние от АЭС по оси, км	Удаление от оси, км						
	0,5	1,0	1,5	2,0	2,5	3,0	4,0
3	0,06						
5	0,31	0,01					
10	0,67	0,21	0,03				
15	0,80	0,42	0,14	0,03			
20	0,86	0,56	0,27	0,10	0,03		
25	0,90	0,65	0,37	0,17	0,06	0,02	
30	0,92	0,71	0,46	0,25	0,11	0,04	
35	0,93	0,75	0,52	0,32	0,17	0,08	0,01
40	0,94	0,78	0,58	0,38	0,22	0,11	0,02
45	0,95	0,80	0,62	0,43	0,27	0,15	0,03
50	0,95	0,82	0,65	0,47	0,31	0,18	0,05
60	0,96	0,86	0,71	0,54	0,39	0,25	0,09

Таблица А.5

Значение коэффициента  $K_{\gamma}$  для определения прогнозируемой мощности эквивалентной дозы внешнего облучения в стороне от оси следа радиоактивного облака (устойчивость атмосферы - инверсия)

Расстояние от АЭС по оси, км	Удаление от оси, км						
	0,5	1,0	1,5	2,0	2,5	3,0	4,0
5	0,12						
10	0,50	0,06					
15	0,68	0,21	0,03				
20	0,77	0,35	0,10	0,02			
25	0,82	0,46	0,17	0,04	0,01		
30	0,86	0,54	0,25	0,08	0,02		
35	0,88	0,60	0,32	0,13	0,04	0,01	
40	0,90	0,65	0,38	0,18	0,07	0,02	
45	0,91	0,69	0,43	0,22	0,09	0,03	
50	0,92	0,72	0,47	0,26	0,12	0,05	
60	0,93	0,76	0,54	0,34	0,18	0,09	0,01

Таблица А.6

Мощность прогнозируемой эквивалентной дозы внешнего облучения  $P^0_{\text{РЗМ}}$  при условном расположении персонала и населения на оси следа радиоактивного облака, приведенная на 1 ч после начала выброса, при аварии (разрушении) ЯЭР РБМК-1000, мЗв/ч

Расстояние от реактора, км	Устойчивость атмосферы								
	Конвекция			Изотермия			Инверсия		
	Скорость ветра, м/с								
	2	3	5	5	7	10	2	3	4
1	470	310	180	140	100	70	240	160	105
3	130	89	54	120	90	60	220	150	100
5	60	42	26	99	73	50	200	135	95
10	20	16	10	73	51	37	160	115	85
15	13	9	5,7	50	37	45	140	97	73
20	9,4	6,3	4,1	37	27	19	120	84	65
25	6,9	5	3,1	30	23	16	93	70	55
30	5,5	3,9	2,6	24	19	12	76	59	48
35	4,6	3,4	2,1	20	15	10	63	50	42
40	3,9	3	1,9	17	13	9	51	42	36
45	3,4	2,6	1,6	16	12	8,5	44	36	31
50	3	2,2	1,5	14	11	7,6	36	32	26
60	2,5	1,8	1,2	11	8,6	6	27	25	21

Таблица А.7

Мощность прогнозируемой эквивалентной дозы внешнего облучения  $P^0_{\text{РЗМ}}$  при условном расположении персонала и населения на оси следа радиоактивного облака, приведенная на 1 ч после начала выброса, при аварии (разрушении) ЯЭР ВВЭР-1000, мЗв/ч

Расстояние от реактора, км	Устойчивость атмосферы								
	Конвекция			Изотермия			Инверсия		
	Скорость ветра, м/с								
	2	3	5	5	7	10	2	3	4
1	1250	840	510	320	170	160	320	200	120
3	350	250	150	240	140	120	280	180	110
5	160	110	68	190	110	95	250	160	105
10	55	39	25	110	78	56	190	130	90
15	35	24	15	74	54	37	120	84	64
20	24	18	11	54	40	28	97	71	56
25	19	13	8,7	49	36	25	78	60	48
30	15	11	6,7	39	30	20	65	50	41
35	12	8,7	5,7	37	29	19	53	43	35
40	11	7,7	5,3	32	25	17	43	36	30
45	9,8	7	4,5	31	24	16	35	31	27
50	8,4	6,3	4	27	21	15	29	27	23
60	7	5,2	3,4	24	19	13	21	20	18

Таблица А.8

Значение коэффициента  $K_D$  для определения прогнозируемой эквивалентной дозы внешнего облучения при расположении персонала и населения на следе облака

Время начала облучения $t$ , ч	Время конца облучения $t$ , ч	
	2 сут	10 сут
0,1	11	20
1	10	19
3	8,4	17
6	6,8	16
12	4,8	14
18	3,5	13
24	2,6	12

### Б. Примеры определения режимов радиационной защиты

Пример Б.1. (При заблаговременном прогнозировании радиационной обстановки)

Б.1.1. На основе результатов заблаговременного прогнозирования в целях разработки подраздела "Перечень мероприятий по гражданской обороне, мероприятий по предупреждению чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера" в составе проектной документации производственного объекта необходимо установить режим радиационной защиты для персонала указанного объекта, предполагаемого к размещению в санитарно-защитной зоне объекта использования атомной энергии с ЯЭР ВВЭР-1000, при следующих исходных данных.

1. Наиболее вероятными метеоусловиями для данного района, определенными в соответствии с п. 8, являются:  $U_0=5$  м/с, направление ветра  $90^\circ$ . В соответствии с А.2, подпункт б, за степень вертикальной устойчивости атмосферы принимается – изотермия.

2. Ось следа радиоактивного облака принимается соответствующей наиболее вероятному направлению ветра, определяемому в соответствии с п. 8.

3. Удаление производственного объекта от объекта использования атомной энергии по оси следа радиоактивного облака ( $X_{ПО}$ ) – 7 км.

4. Удаление производственного объекта от оси следа радиоактивного облака ( $Y_{ПО}$ ) 0,5 км.

Б.1.2. Прогнозируемую эквивалентную дозу внешнего облучения персонала объекта от радиоактивного облака  $H_{PO}$  вычисляют по формуле (А.2).

Для ЯЭУ ВВЭР-1000 по табл. А.2 методом интерполяции для степени устойчивости атмосферы "изотермия" и скорости ветра  $U = 5$  м/с определяется  $H_{PO}$  – прогнозируемая доза внешнего облучения от радиоактивного облака при условном расположении персонала на следе облака:

$$H_{PO} = 8 + \frac{9-8}{10-5} \cdot (7-5) = 8,4 \text{ мЗв.}$$

По табл. А.4 методом интерполяции определяется  $K_Y$  – коэффициент пересчета, учитывающий удаление объекта от оси следа радиоактивного облака при изотермии для  $X_{\text{ПО}} = 7$  км и  $Y_{\text{ПО}} = 0,5$  км:

$$K_Y = 0,67 - \frac{0,67 - 0,31}{10 - 5} \cdot (10 - 7) \approx 0,40.$$

Тогда, в соответствии с формулой (А.2)

$$H_{\text{РО}} = 0,40 \cdot 8,4 = 3,36 \text{ мЗв.}$$

Б.1.3. Дозу внешнего облучения персонала за время пребывания на радиоактивно загрязненной местности  $H_{\text{РЗМ}}(t_{\text{н}}, t_{\text{к}})$  вычисляют по формуле (А.3), где время  $t_{\text{н}}$ , прошедшее с момента аварии до начала облучения, вычисляют по формуле (А.4)

$$t_{\text{к}} = \frac{\sqrt{49 + 0,25}}{5 \cdot 3,6} = 0,39 \text{ ч.}$$

В соответствии с п. 3 время конца облучения персонала производственного объекта в санитарно-защитной зоне  $t_{\text{к}}$  принимается равным 2 сут.

Коэффициент, зависящий от времени начала и конца облучения  $K_D$ , определяется методом интерполяции по табл. А.8:

$$K_D = 11 - \frac{11 - 10}{1 - 0,1} \cdot (0,4 - 0,1) = 10,67.$$

Мощность прогнозируемой эквивалентной дозы внешнего облучения персонала при расположении на следе радиоактивного облака  $P_1$  вычисляют по формуле (А.5), где прогнозируемая доза внешнего облучения при условном расположении персонала на оси следа радиоактивного облака  $P_{\text{РЗМ}}^{\text{О}}$ , определяемая методом интерполяции по табл. А.7 (для ЯЭУ ВВЭР-1000):

$$P_{\text{РЗМ}}^{\text{О}} = 110 + \frac{190 - 110}{10 - 5} \cdot (10 - 7) = 158 \text{ мЗв/ч.}$$

Коэффициент пересчета, учитывающий удаление объекта от оси следа радиоактивного облака при изотермии  $K_Y$ , определяется методом интерполяции по табл. А.4.

Тогда в соответствии с формулой (А.5):

$$P_1 = 0,4 \cdot 158 = 63,2 \text{ мЗв/ч,}$$

и в соответствии с формулой (А.3):

$$H_{\text{РЗМ}}(t_{\text{н}}, t_{\text{к}}) = 10,67 \cdot 63,2 = 674,34 \text{ мЗв.}$$

Б.1.4. Прогнозируемую эквивалентную дозу внешнего облучения вычисляют как сумму прогнозируемых доз облучения от радиоактивного облака и радиоактивно загрязненной местности по формуле (А.1):

$$H = 3,36 + 674,34 = 677,7 \text{ мЗв.}$$

Б.1.5. На основе результатов прогнозирования радиационной обстановки определяется необходимая кратность снижения эквивалентной дозы облучения персонала и населения (С) и в соответствии с таблицей 1 устанавливается режим радиационной защиты.

В соответствии с формулой (1)  $H_{устсз} = 100$  мЗв, тогда:

$$C = \frac{677,7}{100} \approx 7.$$

Б.1.6. По табл. 1 определяется режим радиационной защиты, который должен иметь следующие характеристики:

- общая продолжительность соблюдения режима – 2 сут;
- продолжительность приема препаратов стабильного йода – 2 сут;
- время непрерывного пребывания в укрытиях (приспособленных зданиях и сооружениях) – не менее 8 ч;
- время допустимого пребывания персонала на открытой местности с использованием средств индивидуальной защиты при необходимой кратности снижения дозы облучения (С), равной 7, вычисляют методом интерполяции по формуле (1) и составляет не более

$$8 - (7-5) = 6,4 \text{ ч/сут.}$$

Пример Б.2. (При оперативном прогнозировании радиационной обстановки).

Б.2.1. На основе результатов оперативного прогнозирования чрезвычайной ситуации, сложившейся в результате аварии на объекте использования атомной энергии, необходимо установить режим радиационной защиты для населения, проживающего в населенном пункте, расположенном в зоне возможного радиоактивного загрязнения от объекта использования атомной энергии с ЯЭР ВВЭР-1000, при следующих исходных данных:

1. Метеоусловия на момент аварии на объекте использования атомной энергии: степень вертикальной устойчивости атмосферы – изотермия,  $U_0=7$  м/с, направление ветра  $90^\circ$ .
2. Ось следа радиоактивного облака соответствует реальному направлению ветра на момент аварии.
3. Удаление населенного пункта от объекта использования атомной энергии по оси следа радиоактивного облака ( $X_{нп}$ ) – 15 км.
4. Удаление населенного пункта от оси следа радиоактивного облака ( $Y_{нп}$ ) – 1 км.

5. Схема расположения населенного пункта относительно объекта использования атомной энергии представлена на рис. Б.1.

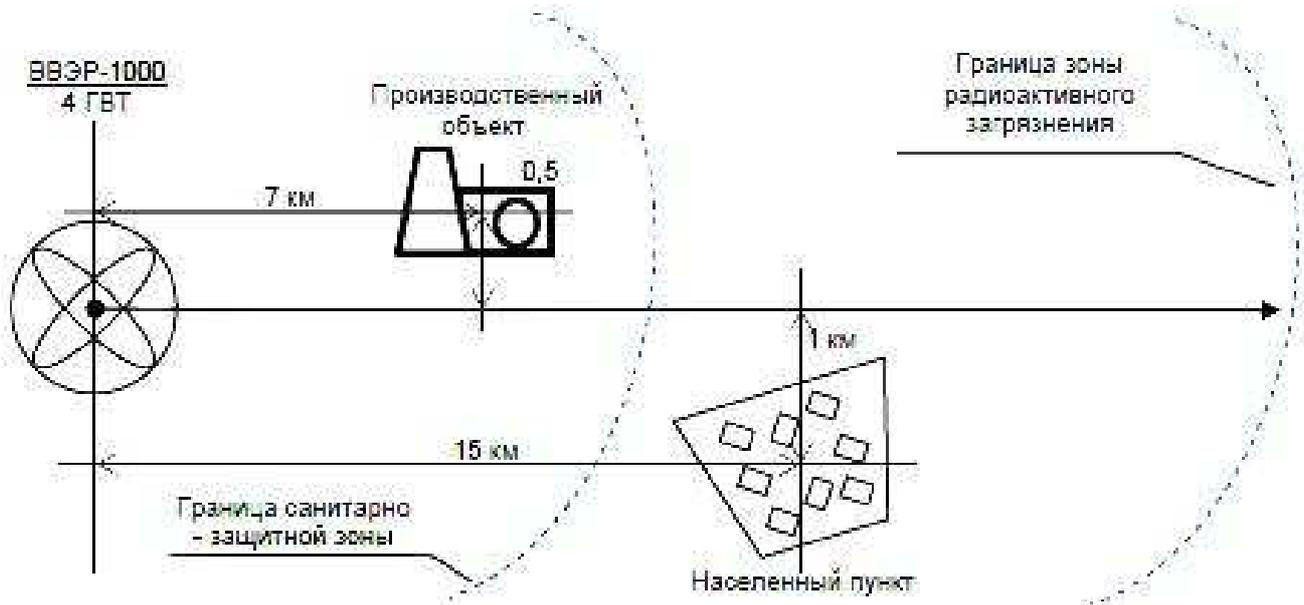


Рис. Б.1. Схема расположения производственного объекта относительно объекта использования атомной энергии

Б.2.2. Прогнозируемую эквивалентную дозу внешнего облучения населения от радиоактивного облака  $H_{PO}$  вычисляют по формуле (А.2).

Для ЯЭУ ВВЭР-1000 прогнозируемая доза внешнего облучения от радиоактивного облака, при условном расположении населения на следе выброса ( $H^0_{PO}$ ), определенная по табл. А.2, имеет значение  $H^0_{PO} = 5,9$  мЗв.

Коэффициент пересчета, учитывающий удаление населенного пункта от оси следа радиоактивного облака ( $K_Y$ ) при изотермии, определенный по табл. А.4, имеет значение  $K_Y = 0,42$ .

Тогда в соответствии с формулой (А.2):

$$H_{PO} = 0,42 \cdot 5,9 = 2,478 \text{ мЗв.}$$

Б.2.3 Дозу внешнего облучения населения за время пребывания на радиоактивно загрязненной местности  $H_{PЗМ}(t_n, t_k)$  вычисляют по формуле (А.3), где время, прошедшее с момента аварии до начала облучения  $t_n$ , вычисляют по формуле

$$t_n = \frac{\sqrt{225+1}}{7 \cdot 3,6} = 0,59 \text{ ч.}$$

Для населения в зонах возможного радиоактивного загрязнения время конца облучения  $t_k$  следует принимать, в соответствии с п. 4, равным 10 сут.

Коэффициент, зависящий от времени начала и конца облучения  $K_D$ , определяемый методом интерполяции по табл. А.8:

$$K_D = 20 - \frac{20-19}{1-0,1} \cdot (0,6-0,1) = 19,45.$$

Мощность прогнозируемой эквивалентной дозы внешнего облучения населения при расположении на следе радиоактивного облака  $P_1$  вычисляют по формуле (А.5), где прогнозируемую дозу внешнего облучения при условном расположении населения на оси следа радиоактивного облака  $P_{РЗМ}^O$ , вычисляют по табл. А.7 (для ЯЭУ ВВЭР-1000):

$$P_{РЗМ}^O = 54 \text{ мЗв/ч.}$$

Тогда в соответствии с формулой (А.5)

$$P_1 = 0,42 \cdot 54 = 22,68 \text{ мЗв/ч.}$$

и в соответствии с формулой (А.3)

$$H_{РЗМ}(t_n, t_k) = 19,45 \cdot 22,68 = 441,126 \text{ мЗв.}$$

Б.2.4. Прогнозируемая эквивалентная доза внешнего облучения определяется как сумма прогнозируемых доз облучения от радиоактивного облака и радиоактивно загрязненной местности:

$$H = H_{РО} + H_{РЗМ} = 2,478 + 441,126 = 443,604 \text{ мЗв.}$$

Б.2.5. На основе результатов прогнозирования радиационной обстановки определяется необходимая кратность снижения эквивалентной дозы облучения населения ( $C$ ) и в соответствии с табл. 1 устанавливается режим радиационной защиты.

В соответствии с формулой (1)  $H_{УСТ} = 50$  мЗв, тогда:

$$C = \frac{443,604}{50} \approx 9.$$

Б.2.6. По табл. 1 определяем режим радиационной защиты, который должен иметь следующие характеристики:

- общая продолжительность соблюдения режима – 10 сут;
- продолжительность приема препаратов стабильного йода – 10 сут;
- время непрерывного пребывания населения в укрытиях (приспособленных зданиях и сооружениях) – не менее 8 ч;
- определяемое методом интерполяции время допустимого пребывания населения на открытой местности с использованием средств индивидуальной защиты при необходимой кратности снижения дозы облучения ( $C$ ), равной 9, вычисляют по формуле (1) и при этом должно составлять не более:

$$4 - \frac{4-2}{10-5} \cdot (9-5) = 2,4 \text{ ч/сут.}$$

Методика прогнозирования последствий аварии  
на радиационно опасном объекте (АЭС)

Исходные данные, необходимые для прогнозирования последствий аварии:

- Тип и мощность реактора, в МВт;
- Количество выброшенных в окружающую среду радиоактивных продуктов, в %;
- Направление и скорость среднего ветра на момент аварии;
- Состояние вертикальной устойчивости воздуха (инверсия);
- Расстояние до места аварии, км;
- Продолжительность облучения людей, час.

Пример. На расстоянии 30 км от объекта экономики N произошла авария на АЭС (на ядерном реакторе РБМК мощностью 1000 МВт) с выбросом 10% радиоактивных веществ на высоту 200м. Объект N оказался на оси следа радиоактивного облака. Скорость ветра на момент аварии 3 м/с, инверсия.

Оценить радиационную обстановку и ожидаемые потери среди персонала объекта, находящегося в производственных зданиях и на открытой местности. Продолжительность облучения людей – 10 час.

Порядок прогнозирования последствий аварии:

1. Мгновенный выброс радиоактивных веществ в момент разрушения реактора типа РБМК-1000 составляет 25%, а в последующие две недели 75% от общей активности радионуклидов. Высота мгновенного выброса и распространения облака – 1 км, а последующего выброса – 200 м.

2. Расчет времени начала облучения ( $T_{\text{нач}}$ ) персонала объекта N:

$$T_{\text{нач}} = \frac{R}{V} = \frac{30 \text{ км}}{3,6 \cdot 3 \frac{\text{м}}{\text{с}}} = 2,8 \text{ ч},$$

где  $R$  – расстояние от объекта N до точки аварии, км;  $V$  – скорость ветра, км.

3. Доза ингаляционного (внутреннего) облучения персонала объекта определяется по зависимости:

$$D_{\text{внт}} = 200 \cdot W_{\text{эл}} \cdot R^{-(R/200+1,4)},$$

где  $W_{\text{эл}}$  – мощность реактора, мВт;  $R$  – расстояние до точки аварии, км;

$$D_{\text{внт}} = 200 \cdot 1000 \cdot 30^{-1,55} = 10,27 \text{ Гр}$$

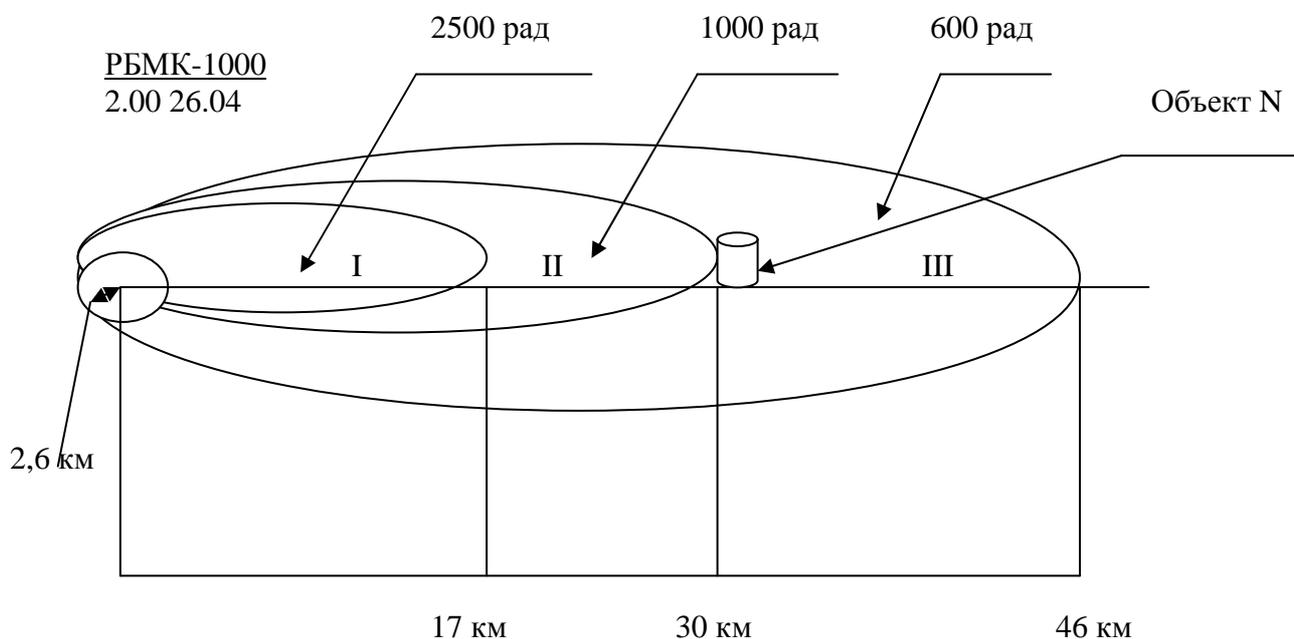
( $D_{\text{внт}}$  можно определить и по справочной табл. 1 – 10 Гр).

Таблица 1

Дозы внутреннего (ингаляционного) поражения людей, Гр

Эл. мощн. реакт., МВт	Расстояние от поврежденного реактора, км													
	6	8	10	16	18	20	25	30	40	50	60	70	80	100
440	67	44	31	13	12	10	6,5	4,5	2,5	1,7	0,8	0,5	0,3	0,15
1000		100	71	30	27	22	15	10	5,5	3	2	1,2	0,75	0,3
1500				44	33,5	27	22	15,5	8	4,7	3	1,8	1,1	0,5
2000				58	54	45	30	20	11	6,5	4	2,5	1,5	0,6
3000				87	81	67	44	31	16,5	9,5	4,7	3,7	2,3	1,0
4000						90	59	41	22	12,5	7,5	4,7	3,0	1,2

4. На карту (схему) местности (рис. 1) нанести зоны вероятного ингаляционного поражения людей в соответствии с данными табл. 2.



Зоны поражения: I – тяжелой степени; II – средней степени; III – легкой степени

Рис. 1. Схема возможных зон поражения при аварии на АЭС

Таблица 2

Размеры зон возможного ингаляционного РА облучения, км

Электрическая мощность реактора, МВт	Зона поражения						
	Диаметр круга	Легкой степени (цвет синий)		Средней степени (цвет зеленый)		Тяжелой степени (цвет коричневый)	
		длина	ширина	длина	ширина	длина	ширина
440	1,9	30	3,3	20	2,5	10	1,9
1000	2,6	46	4,3	30	3,3	17	2,6
1500	2,7	55	4,8	36	3,5	21	2,7
2000	2,8	63	5,3	40	3,9	14	2,8
3000	3,3	70	5,4	50	4,5	29	3,3
4000	3,6	78	5,5	56	4,8	34	3,6

5. Определение возможных потерь на объекте N от ингаляционных поражений (П), %;

$$П = 1,13 \cdot 10^{-5} \cdot Д_{\text{внт}}^2 = 1,13 \cdot 10^{-5} \cdot 10,27^2 = 10,8\%.$$

Показатель П можно определить по табл. 3 (11,3%).

Таблица 3

Возможные потери незащищенных людей в зависимости от полученной ими дозы ингаляционного (внутреннего) облучения

Доза, Гр	Потери, %	Степень поражения; срок сохранения работоспособности, сут.
3	1	Легкая; до 10
4	1,8	
5	2,8	
6	4	
7	5,5	
9	9	Средняя; до 7
10	11,3	
13	19	
16	29	
17	32,7	
18	36,6	
19	41	Тяжелая; до 7
20	45	
25	70	
27	82	
28	88	
30	100	

Как видно из табл. 3, люди на объекте N могут получить среднюю степень поражения и будут сохранять работоспособность до 7 суток при условии, что они не будут использовать даже простейшие средства защиты и йодную профилактику.

6. Доза внешнего облучения определяется суммой доз, полученных при выпадении РВ из облака за время его прохождения ( $D_{\text{внш1}}$ ) и за время нахождения людей на зараженной местности ( $D_{\text{внш2}}$ ).

$$D_{\text{внш1}} = \frac{W_{\text{эл}}}{100 \cdot K_{\text{осл}}} \cdot R^{-1,2} = 0,11 \text{ Гр (для людей на открытой местности)}$$

(по табл. 4  $D_{\text{внш1}} = 0,12 \text{ Гр}$ ),

где  $K_{\text{осл}}$  – коэффициент ослабления доз радиации (табл. 5).

Для людей, находящихся в производственных зданиях ( $K_{\text{осл}} = 7$ ), показатель  $D_{\text{внш1}}$  составит 0,016 Гр.

Таблица 4

Дозы внешнего облучения, Гр, при открытом расположении людей

Эл. мощность реактора, МВт	Расстояние от реактора, км							
	5	10	20	25	30	40	50	70
440	0,65	0,26	0,12	0,09	0,04	0,03	0,02	0,01
1000	1,5	0,60	0,28	0,21	0,12	0,10	0,09	0,06
1500	2,25	0,90	0,42	0,31	0,15	0,12	0,11	0,10
4000	6	2,4	1,10	0,85	0,40	0,30	0,25	0,21

Таблица 5

Коэффициенты ослабления доз радиации ( $K_{осл}$ )

На открытой местности	1
Автомобиль, крытый вагон	2
Бульдозер, автогрейдер	4
Открытые щели, траншеи	3...4
Деактивированные щели, траншеи	20
Перекрытые щели, траншеи	40
Укрытия, убежища	400...1000
Производственное здание, цех	5...8
Дома жилые каменные: одноэтажные	10...13/40...50
трехэтажные	20...30/400...600
пятиэтажные	25...50/400...600
Дома жилые каменные: одноэтажные	2/7
двухэтажные	7...13/12...16

7. Уровень радиации на объекте N через один час после аварии ( $P_1$ ) составит

$$P_1 = 0,54 W_{эл} \cdot e^{-0,0165R} = 329 \text{ рад/ч.}$$

Такой же результат получим по табл. 6 – 330 рад/ч.

Таблица 6

Уровни радиации, рад/ч, на оси следа через 1 час после аварии

Эл. мощность реактора, МВт	Расстояние от аварийного реактора, км											
	10	20	30	40	50	60	70	100	150	200	300	500
440	200	170	145	120	100	90	75	45	20	9	1,7	0,06
1000	460	390	330	280	235	200	170	100	45	20	4	0,14
1500	690	580	500	420	360	300	250	150	70	30	6	0,2
2000	920	780	660	560	470	400	340	200	90	40	8	0,3
3000	1370	1160	990	840	710	600	510	310	140	60	12	0,4
4000	1830	1150	1320	1120	950	800	680	410	180	80	15	0,55

8. Расчет дозы внешнего облучения за время нахождения на зараженной территории ( $D_{внш2}$ ):

$$D_{внш2} = \frac{P_{вх} + P_{вых}}{200 \cdot K_{осл}} \cdot t \text{ Гр.}$$

где  $P_{вх}$  – уровень радиации на начало облучения (через 3 часа после аварии) определяется по графику на рис. 2;  $P_{вых}$  – уровень радиации на завершающем этапе облучения (через 13 час после аварии время облучения составит 10 час.), определяется по графику на рис. 2;  $t$  – время облучения, ч.

$$D_{\text{внш2}} = \frac{83+18}{200 \cdot 1} \cdot 10 = 5,05 \text{ Гр (для людей на открытой местности),}$$

$$D_{\text{внш2}} = \frac{83+18}{200 \cdot 7} \cdot 10 = 0,72 \text{ Гр (для людей в производственных зданиях).}$$

9. Суммарная доза внешнего облучения ( $D_{\text{внш}}$ ) составит:

$$D_{\text{внш}} = D_{\text{внш1}} + D_{\text{внш2}},$$

$$D_{\text{внш}} = 0,12 + 5,05 = 5,17 \text{ Гр (для людей на открытой местности),}$$

$$D_{\text{внш}} = 0,016 + 0,72 = 0,74 \text{ Гр (для людей в производственных зданиях).}$$

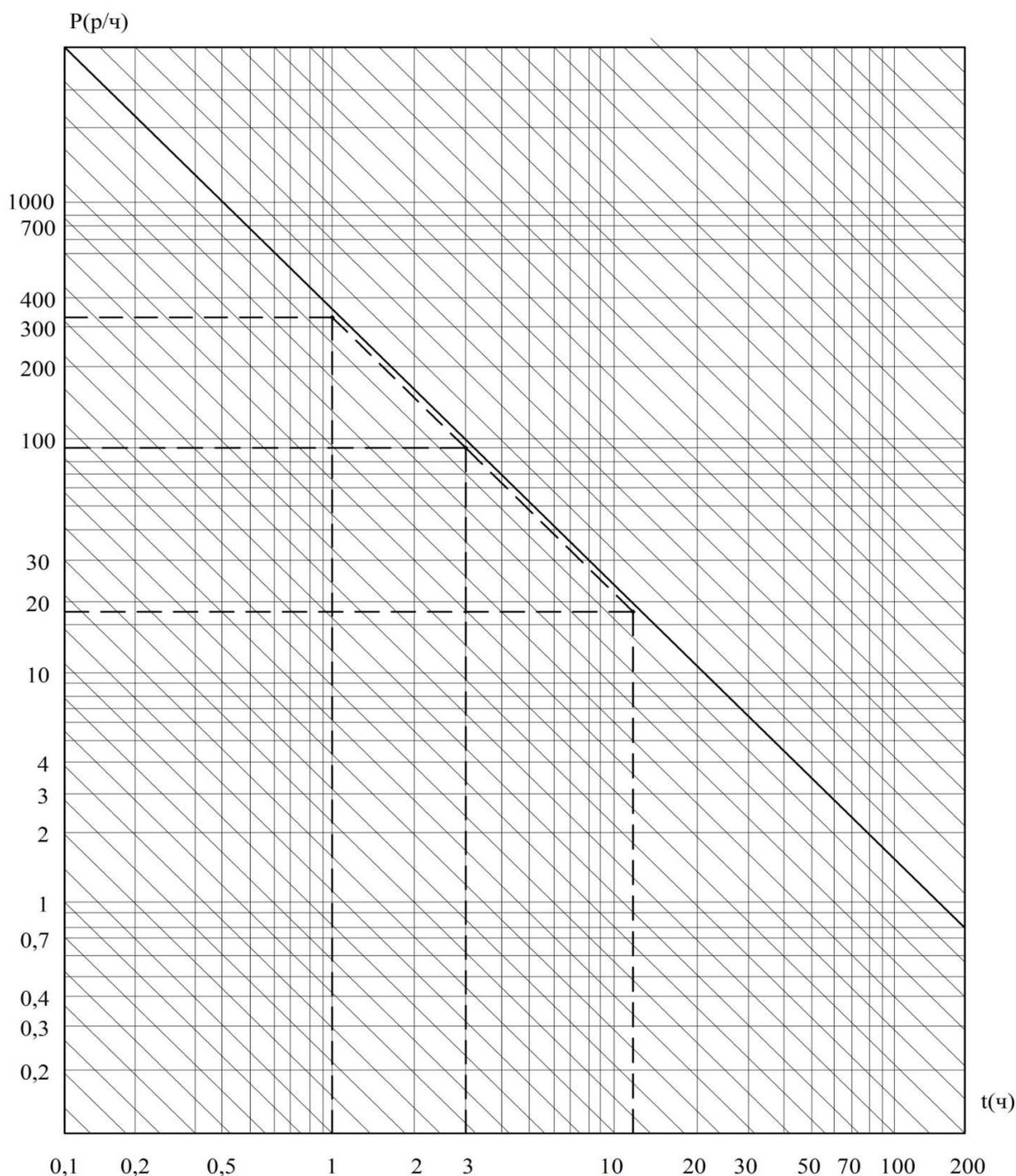


Рис. 2. График пересчета уровней радиации ( $P$ ) во времени ( $t$ ) после аварии

10. Возможные потери персонала объекта N от суммарного внешнего облучения определяются по табл. 7.

Таблица 7

Суммарные людские потери от радиации, %, в зависимости от полученной ими дозы облучения

Доза облучения, Гр	При однократном облучении до:	Продолжительность облучения, Т	Время выхода из строя после начала облучения, %						Смертность облучаемых, %
			часы			сутки			
			3	6	12	1	14	30	
1	4 сут	до 4 сут	–	–	–	–	–	Ед. случаи	
1,25	4 сут	до 4 сут	–	–	–	–	–	5	
1,5	4 сут	до 4 сут	–	–	–	–	–	15	
1,75	4 сут	до 30 мин	1	3	3	3	3	32	Единичные случаи
		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	
2	4 сут	до 20 мин	3	5	5	5	5	50	Единичные случаи
		30 мин	2	5	5	5	5	50	
		1 ч	1	5	5	5	5	50	
		2 ч.	–	1	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			
2,5	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	–	1 ч	10	20	20	20	20	100	20
		3 ч.	2	15	20	20	20	100	
		12 ч.	–	6	15	20	20	100	
		4 сут	–	3	7	12	20	100	
4	–	1 ч	25	40	40	40	40	100	40
		6 ч.	2	16	34	40	40	100	
		12 ч.	–	7	18	28	40	100	
5	–	1 ч.	45	60	60	60	60	100	70
		10 ч	12	33	53	60	60	100	
		4 сут	2	16	32	45	60	100	
6	–	1 ч.	64	80	80	80	85	100	100
		6 ч.	23	73	80	80	85	100	
		4 сут	9	28	48	61	85	100	

Из таблицы видно, что за 10 часов нахождения на открытой местности при дозе 5,17 Гр может выйти из строя 53% людей, через сутки – 60%, через месяц – 100%. При этом смертельный исход может составить 70%.

При нахождении людей а производственных зданиях при дозе 0,72 Гр смертельных случаев не ожидается, но через месяц вероятны случаи выхода людей из строя.

11. Режим спасательных работ определяется с помощью табл. 8.

Таблица 8

Режимы СидНР при авариях на РАОО

№ режима	Уровень радиации после аварии, рад/ч	Время начала после аварии, ч, мин	№ смены	Продолжительность смены, ч, при каждом выходе										
				1-й выход	2–7-й выходы									
1	5	0,13	1	2	8	8	8	8	8	6				
	10	0,43	1	2	8	8	8	5,5	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения				
				8	8	8								
				8	8	8								
	40	3,46	2	3,4	8	8	0	0			Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения		
			3	6,2	8	8	0							
			4											
1	50	4,43	2	3,1	8	8	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения					Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения
			3	5	8	8								
			4	8	8	2,2								
1	150	13,08	1	2	3,6	3,8	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения				
			2	2,4	4	4								
			3	2,8	4,4	4,3								
			4	3,4	4,9	4,5								
			5	4,1	5,5	5								
			6	5	6,2									
			7	5,1	6,9									
21	350	27,40	1	2	2,2	1,7	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения			Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения		
			2	2,2	2,3	1,7								
			3	2,4	2,4	1,8								
			4	2,6	2,5	1,8								
			5	2,8	2,7	1,9								
			6	3,1	2,8	1,9	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения	Смена прекращает выполнение работ после набора заданной дозы облучения						
			7	3,4	2,9	2								
			8	3,7	3,1	2								
			9	4,1	3,3	2,1								

При уровне радиации через 1 час после аварии 330 рад/ч необходимо ввести режим работ №21: начало работ – через 27 часов после аварии и работать посменно с указанной в таблице продолжительностью каждой смены.

## КАРТОЧКА ИНДИВИДУАЛЬНОГО УЧЕТА ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ

Организация \_\_\_\_\_

Фамилия, имя, отчество \_\_\_\_\_

Год рождения \_\_\_\_\_

Пол \_\_\_\_\_

Место работы \_\_\_\_\_

Должность \_\_\_\_\_

Идентификационный номер \_\_\_\_\_

Стаж работы с ИИИ \_\_\_\_\_

Накопленная до 2000 г. доза \_\_\_\_\_

Домашний адрес, телефон \_\_\_\_\_

Контролируемый параметр	Год				
	1-й	2-й	3-й	4-й	5-й
Годовая эффективная доза, мЗв					
Средняя за последние 5 лет годовая эффективная доза, мЗв					
Накопленная с начала профессиональной деятельности эффективная доза, мЗв					
Годовая эквивалентная доза облучения хрусталика глаза, мЗв					
Годовая эквивалентная доза облучения кожи, мЗв					
Годовая эквивалентная доза облучения кистей, мЗв					
Годовая эквивалентная доза облучения стоп, мЗв					
Месячная эквивалентная доза облучения поверхности нижней части области живота, мЗв (для женщин в возрасте до 45 лет)	Январь				
	Февраль				
	Март				
	Апрель				
	Май				
	Июнь				
	Июль				
	Август				
	Сентябрь				
	Октябрь				
	Ноябрь				
	Декабрь				
Поступление радионуклидов, БК/год (для женщин в возрасте до 45 лет)					

Подпись ответственного за дозиметрический контроль

Аппаратура и приборы радиационной разведки, радиометрического и дозиметрического контроля [33]

Тип аппаратуры	Наименование		Назначение	Предел измерения	Диапазон измерения энергий	Погрешность измерений	Температурный режим работы, °С	Масса, кг
	Сокращенное	полное						
<b>Средства гамма-поиска</b>								
Радиометр	СРП-88Н	Сцинтилляционный радиометр поисковый	Наземный поиск источников ИИИ и ведение радиационной разведки	10-3x10 <sup>4</sup> 1/с 0-3000 мкР/ч	Уровень дискриминации  25±10 кэВ	±2,5%	Плюс 50 - минус 20	2,2
Индикатор	НГП-81	Аппаратура наземного гамма-поиска	Обнаружение радиоактивных остатков аварийных летательных аппаратов с ядерными установками на борту	Вероятность обнаружения точечных гамма-источников активностью 100 мКи при ширине полосы поиска до 400 м равна 0,9	600-2500 кэВ	Угол направления на источник ±5 град.	Плюс 50 - минус 50	не более 80
Индикатор	АГП-81	Аппаратура аэрогаммапоиска	Обнаружение с борта летательного аппарата радиоактивных обломков конструкций разрушенных ЯЭУ	При высоте полета 50-200 м и скорости 400 км/ч ширина полосы обнаружения составляет 500 м. Вероятность обнаружения точечного гамма-источника активностью 600мКи равно 0,95	Более 600 кэВ	-	Плюс 55 - минус 40	-
<b>Измерители дозы</b>								
Дозиметр	КДТ-02	Комплект дозиметров термолюминесцентных	Измерение экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучений	ДПГ-02 1-1000Р ДПГ-03 0,005-1000 Р ДПС-11 1-1000Р	0,06-1,25 МэВ	±10%	Плюс 10- минус 35	34
	ДП-22В	Комплект дозиметров	Измерение индивидуальных доз гамма-излучения	2-50Р при мощности дозы от 0,5 ДО 200 Р/ч	От 200 кэВ до 2 МэВ	±10%	Плюс 50 - минус 40	
Дозиметр	КИД-6	Комплект индивидуальных дозиметров	Измерение индивидуальных доз гамма-излучения	Д-2 от 0,005 ДО 2Р Д-500 от 2 до 500 Р Сохраняют зарегистрированное значение дозы от 24 до 48 ч	От 300 кэВ до 1,25 МэВ	±10-20%	0 - плюс 50	16-35

Тип аппаратуры	Наименование		Назначение	Предел измерения	Диапазон измерения энергий	Погрешность измерений	Температурный режим работы, °С	Масса, кг
	Сокращенное	полное						
<b>Средства измерений мощности дозы ионизирующих излучений и уровней радиоактивных загрязнений</b>								
Радиометр дозиметр	МКС-01Р		Измерение плотности потока и флюенса альфа- и бета-частиц, испускаемых с поверхности эквивалентной дозы и МЭД рентгеновского и гамма-излучений плотности потока и флюенса тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов эквивалентной дозы и МЭД нейтронного излучения	Плотность потока альфа-излучения $1-3 \cdot 10^4 \text{ см}^2 \text{ мин}^{-1}$ Флюенс $10^{-5}-2 \text{ см}$ Плотность потока бета-излучения $1-10^5 \text{ см}^2 \text{ мин}^{-1}$ Флюенс $10^{-5} \text{ см}^2$ ; МЭД рентгеновского и гамма-излучения $0-10^{-2}$ гамма-излучения $10^{-4} \text{ мкЗв/ч}$ ; Эквивалентная доза $0,1-10^5 \text{ мкЗв/ч}$ ; Плотность потока $1-3 \cdot 10^4 \text{ см}^{-1} \cdot \text{с}^{-1}$ Флюенс $10^{-2}-10^5 \text{ см}^{-2}$ Эквивалентная доза, мкЗв $1-10^5 \text{ см}^{-2}$ МЭД, мкЗв/ч $1-10^4$	альфа-излучение 4-6 МэВ бета-излучение 0,3-3 МэВ Гамма-излучение 0,04-10 МэВ нейтронное излучение тепловые $0,025 \text{ эВ}$ ; промежуточные и быстрые $10^{-3}-14 \text{ МэВ}$	$\pm 20\%$ $\pm 20\%$ $\pm 20-\pm 31\%$ $\pm 20\%$	Плюс 40 - минус 10	5,5
Измеритель мощности дозы	ДП-5В	Радиометр-рентгенометр	Измерение мощности дозы гамма-излучения и степени радиоактивного загрязнения различных предметов по гамма-излучению	0,05 мР/ч - 200 Р/ч	0,084-1,25 МэВ	+30%	Плюс 50 - минус 40	3,2
	ИМД-12	Измеритель мощности дозы	Измерение мощности дозы ионизирующих излучений	1-10000 Р/ч сигнализация появляется при мощностях доз 1; 5; 10; 50; 100 Р/ч	0,08-2,6 МэВ	$\pm 25\%$	Плюс 50 - минус 50	7
	ИМД-31	Измеритель мощности дозы	Измерение мощности дозы гамма-излучения радиоактивно загрязненной местности при ведении воздушной радиационной разведки	3-3000 Р/ч на высоте 1 м 25.103-1000 Р/ч на стандартной высоте полета	0,08-3 МэВ	$\pm 25\%$ Г	Плюс 50 - минус 50	45
Дозиметр	КДГ-1	Измеритель мощности экспозиционной дозы гамма-излучения	Измерение МЭД гамма-излучения и бета-излучения	0,1 мР/ч - 1000 Р/ч		$\pm 35\%$	Плюс 50 - минус 40	2,8

Тип аппаратуры	Наименование		Назначение	Предел измерения	Диапазон измерения энергий	Погрешность измерений	Температурный режим работы, °С	Масса, кг
	Сокращенное	полное						
	ИМД-1Р	Измеритель мощности дозы	Ведение радиационной разведки местности и определение уровней загрязнения людей, продовольствия, воды, фуража, поверхностей техники радиоактивными веществами по гамма-излучению и обнаружение бета-излучения	0,01 мР/ч - 999 Р/ч		±25%	Плюс 50 - минус 50	0,8
	ДБГ-06Т	Измеритель мощности дозы	Носимый дозиметр мощности эквивалентной дозы окружающей среды и фотонного излучения	В режиме «Измерение»: мощность эквивалентной дозы от 0,10 до 99,99 мкЗв/ч или МЭД от 0,0-10 до 9,999 мР/ч. В режиме «Поиск»: мощность эквивалентной дозы от 1,0 до 999,9 мкЗв/ч или МЭД от 0,10 до 99,99.	0,05-3 МэВ	±25%	Плюс 40 - минус 10	
	КДН-2	Измеритель мощности эквивалентной дозы нейтронного излучения	Измерение мощности эквивалентной дозы нейтронного излучения	0,05-5000 мкБэр/с		±38	Плюс 50 - минус 40	2,8
<b>Средства измерения поверхностной активности</b>								
Радиометр	КРБ-1	Корабельный радиометр бета-загрязненности по поверхности	Контроль степени загрязнения поверхностей бета-активными нуклидами	От 10 до 10 <sup>7</sup> расп/(мин. см <sup>2</sup> )		±30% при гамма-фоне до 1 Р/ч	Плюс 50 - минус 40	2,7
	КРА-1	Корабельный радиометр альфа-загрязненности по поверхности	Контроль степени загрязнения поверхностей альфа-активными нуклидами	От 1 до 10 <sup>4</sup> расп/(мин. см <sup>2</sup> )		±20% при гамма-фоне до 1 Р/ч	Плюс 50 - минус 40	3,1
	КРАБ-3	Корабельный радиометр альфа-, бета-загрязненности по поверхности	Контроль степени загрязнения поверхностей альфа- и бета-активными нуклидами	Альфа-излучение - от 1 до 1000 расп/(мин. см <sup>2</sup> ); Бета-излучение - от 10 до 10000 расп/(мин.см <sup>2</sup> )	Более 4,15 МэВ От 0,1 до 1,5 МэВ	±30%	Плюс 40 - минус 20	17,0

Тип аппаратуры	Наименование		Назначение	Предел измерения	Диапазон измерения энергий	Погрешность измерений	Температурный режим работы, °С	Масса, кг	
	Сокращенное	полное							
	РКС-20.03 (Припять, РКСБ-104 и др.)	Радиометр бета-гамма-излучения	Контроль радиационной обстановки в местах проживания, пребывания и работы по величине гамма-фона загрязнению поверхностей бета-активными нуклидами	МЭД 0.01-20 мР/ч; мощн. эквив. дозы 0,1-200 мкЗв/ч 10-20000 част/(мин. см <sup>2</sup> ) 0,05-3,0 МэВ +25%				0,3	
<b>Средства измерения удельной (объемной) активности</b>									
Радиометр	КРК-1	Корабельный радиометр комбинированный	Определение удельной активности альфа- и бета-радионуклидов в твердых, жидких и газообразных средах	Сыпучие, твердые вещества, продукты: альфа-активность $1 \cdot 10^{-11}$ - $1 \cdot 10^{-8}$ Ки/кг; бета-активность $5 \cdot 10^{-9}$ - $1 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг Воздух: Бета-активные газы: $1 \cdot 10^{-8}$ - $10^{-5}$ Ки/л Бета-аэрозоли $1 \cdot 10^{-2}$ - $1 \cdot 10^{-9}$ Ки/л Жидкие среды: Альфа-активность $1 \cdot 10^{-11}$ - $1 \cdot 10^{-8}$ Ки/л; Бета-активность $1 \cdot 10^{-10}$ - $1 \cdot 10^{-8}$ Ки/л.			Основная: для альфа-нуклидов не более $\pm 20\%$ , для бета-нуклидов не более $\pm 25\%$	Плюс 50 минус 20	24,0
	ИМД-12	Измеритель мощности дозы	Измерение мощности экспозиционной дозы гамма-излучения, внешнего бета-излучения различных поверхностей, удельной альфа- и бета-активности проб воды и фуража	МЭД гамма-излучения $1 \cdot 10^{-5}$ -999 Р/ч; Внешнее бета-излучение - $5 \cdot 10^{-3}$ - $5 \cdot 10^5$ расп/(мин.см2); Удельная альфа-активность $1 \cdot 10^4$ - $1 \cdot 10^{-1}$ Ки/кг; Удельная бета-активность $1 \cdot 10^{-6}$ - $1 \cdot 10^{-3}$ Ки/кг.		+25%	Плюс 50 минус 50	2,5	

Тип аппаратуры	Наименование		Назначение	Предел измерения	Диапазон измерения энергий	Погрешность измерений	Температурный режим работы, °С	Масса, кг
	Сокращенное	полное						
Спектрометр	ГАММА-1П	Гамма-спектрометр с полупроводниковым детектором	Проведение качественного и количественного анализа проб окружающей среды (пищевые продукты, вода, грунты, сырье, строительные материалы и пр.)	Нижний предел измеряемой активности по Cs-137 за время измерения 1 час и уровне внешнего гамма-фона 16 мкР/ч (100 см <sup>3</sup> ) 0.5 Бк. Число каналов анализатора 1024-8192. Число спектрометрических трактов на одном IBM PC до 8 шт.	0,05-5 МэВ	Энергетич. разрешение по линии 1,33 МэВ (Co-60) 1.8-3.5 кэВ Интегральная нелинейность <0,-05%		
Спектрометр	ГАММА-1С	Гамма-спектрометр со сцинтилляционным детектором	Проведение качественного и количественного анализа проб окружающей среды (пищевые продукты, вода, грунт, сырье, строительные материалы и пр.)	Нижний предел измеряемой активности по Cs-137 за время измерения 1 час и уровне внешнего гамма-фона 16 мкР/ч (100 см <sup>3</sup> ) 1,5 Бк. Число каналов анализатора 1024. Число спектрометрических трактов на одном IBM PC до 8 шт.	0,05-3 МэВ	Энергетич. разрешение по линии 661 кэВ (Cs-137)		
Спектрометр	ГАММА-1С-NB	Мобильный гамма-спектрометр со сцинтилляционным детектором	Проведение качественного и количественного анализа проб окружающей среды (пищевые продукты, вода, грунты, сырье, строительные материалы и пр.)	Нижний предел измеряемой активности по Cs-137 за время измерения 1 час и уровне внешнего гамма-фона 16 мкР/ч (100 см <sup>3</sup> ) 2.0 Бк. Число каналов анализатора 1024. Число спектрометрических трактов на одном компьютере NOTTBOOK 2 шт.	0,05-3 МэВ	Энергетич. разрешение по линии 661 кэВ (Cs-137) <8%. Интегральная нелинейность < 1,0%		
Спектрометр	БЕТА-1С	Бета-спектрометр со сцинтилляц. детектором	Измерение удельной активности бета-излучающих нуклидов в пробах окружающей среды (Sr-90, Cs-137, Cs-134, K-40 и др.)	Минимальная измеряемая активность неозоленной пробы (Бк/кг): Sr-90 - 30 Cs-137-40 K-40 - 30 При озонении пробы минимальная измеряемая активность уменьшается примерно в 50 раз. Число каналов анализатора 1024. Число спектрометрических трактов на одном 1 ВМРС до 8 шт.	Диапазон регистрируемых энергий 100-3000 кэВ	Энергетич. разрешение по пику конверсионных электронов Cs-137 (624 кэВ) 15%. Интегральная нелинейность <1%		

Тип аппаратуры	Наименование		Назначение	Предел измерения	Диапазон измерения энергий	Погрешность измерений	Температурный режим работы, °С	Масса, кг
	Сокращенное	полное						
Спектрометр	СЭА-13П	Полупроводниковый альфа-спектрометр	Измерение активности альфа-излучающих нуклидов в пробах различных объектов после их радиохимической подготовки (пищевых продуктов, воды, грунтов и др.). Экспрессный контроль аэрозольных выбросов в атмосферу производственных помещений отбором проб на фильтры АФА-РСР-20 и измерениями без подготовки проб	Площадь детектора 3000, 1000, 400 мм <sup>2</sup> . Максимальный диаметр измеряемого образца 70 мм. Число каналов анализатора от 1024 до 8192	Диапазон регистрируемых энергий 3-9 МэВ	Энергетическое разрешение по линии 5.15 МэВ для источника ОСИАИ, расположенного на расстоянии 45 мм от детектора: площадью, мм <sup>2</sup> : 3000-00 кэВ 1000-<60 кэВ 400-<40-кэВ		

Методика определения режима поведения людей на загрязненной радиоактивными веществами местности [34]

Под режимом поведения людей на загрязненной местности понимаются повторяющиеся для  $j$ -й группы людей в фиксированные промежутки времени  $\Delta t_{ij}$ , ч, исчисляемых с момента начала загрязнения, в течение суток, продолжительность и условия работы, передвижение на транспортных средствах или пешком порядком, а также время, отводимое для отдыха населения.

Для практической реализации выбираются те режимы, которые обеспечивают нормативную защиту людей.

Если указанное условие не соблюдается, производят корректировку разработанных режимов поведения путем сокращения или полного исключения времени пребывания людей на открытой местности, в транспортных средствах или в производственных зданиях.

Если ни один из заранее разработанных режимов не поддается указанной корректировке, то на данные сутки население размещается в укрытиях. Если и это невозможно, то надо провести эвакуацию людей в те районы, где нет опасности переоблучения.

Исходными данными для определения режима поведения населения на загрязнённой местности являются:

- время  $t_0$ , ч, прошедшее с момента радиационной аварии до начала облучения населения;
- мощность дозы  $P_0$ , рад/ч, на момент времени  $t_0$ , ч;
- установленный предел дозы облучения  $D_d$ , рад, на заданные сутки  $n$  с момента радиационной аварии<sup>4</sup>;
- заданное распределение времени пребывания населения открыто на местности и в укрытии (в жилых домах, производственных зданиях, подвалах и др.) в течение первых и последующих  $n$  суток с момента начала облучения  $t_0$ , ч.

Ниже приведены формулы для определения значений коэффициента радиационной защищенности  $Q_{ji}$  и коэффициента безопасной защищенности.

$Q_{ji}^{\delta}$   $j$ -й группы людей за  $i$ -й промежуток времени облучения  $\Delta t_i$ , ч

$$Q_{ji} = \Delta t / t + t_1/c_1 + \dots + t_1/c_1 + t_n/c_n, \quad (8.1)$$

где  $\Delta t_i$  – время облучения  $j$ -й группы людей, исчисляемое от момента начала облучения  $t_0$ , ч после аварийного выброса до момента окончания облучения  $t_i$ , ч;  $t$  – время пребывания  $j$ -й группы людей открыто на местности, ч;  $t_1 \dots i \dots n$  – время пребывания  $j$ -й группы людей в различных типах укрытий (жилые дома, производственные здания, подвалы, транспортные средства и др.);  $c_1 \dots i \dots n$  – коэффициент ослабления радиации для соответствующих типов укрытий (жилые дома, производственные здания, подвалы, транспортные средства и др.).

<sup>4</sup> Под дозовым пределом для запроектных аварий понимают не превышение дозы внешнего облучения людей 0,1 Зв (10 бэр) за первый год после аварии и дозы внутреннего облучения щитовидной железы 0,3 Зв (30 бэр): за счёт ингаляции на расстоянии 25 км от АЭС, что обеспечивается при не превышении аварийного выброса в атмосферу 30 тыс. Ки йода-131 и 3 тыс. Ки цезия-137.

$$Q_{ji}^{\delta} = (K \cdot P_0 \cdot t_0^{\lambda} / D_d (1 - \lambda) \cdot (t_1^{1-\lambda} - t_0^{1-\lambda})), \quad (8.2)$$

где  $P_0$  – мощность поглощённой дозы облучения на момент времени  $t_0$ , рад;  $D_d$  – установленный (допустимый) предел дозы облучения на заданные сутки  $n$  с момента радиационной аварии, бэр;  $K$  – коэффициент качества (для  $\gamma$ -излучения  $K = 1$ );  $t_0$  – время, прошедшее после аварийного выброса до начала облучения, ч;  $t_i$  – время, прошедшее после аварийного выброса до  $i$ -го момента окончания облучения, ч;  $\lambda = 0,584$  – показатель степени, характеризующий по времени  $t_0$ , прошедшего с момента аварии на радиационно опасном объекте, скорость спада мощности дозы на загрязненной местности.

Пример. Радиоактивное загрязнение местности в районе населенного пункта N закончилось через 2 ч ( $t_0 = 2$ ч) после аварии на АЭС. Мощность дозы на это время составила  $P_0 = 1$  рад/ч. Требуется оценить безопасность режима людей на первые сутки с момента загрязнения территории населенного пункта, если установлена допустимая доза облучения  $D_d = 2$  рад и время пребывания на загрязненной местности распределено следующим образом:

- 1 ч – на открытой местности ( $c = 1$ );
- 8 ч – в производственных зданиях ( $c = 7$ );
- 2 ч – в транспортных средствах ( $c = 2$ );
- 12 ч – в жилых каменных пятиэтажных домах ( $c = 50$ );
- 1 ч – в подвалах каменных пятиэтажных домов ( $c = 500$ ).

Решение.

1. По формуле (8.1) для установленного распределения времени пребывания населения в течение первых суток на загрязненной территории определяем значение коэффициента радиационной защищенности  $Q_{ji}$ .

$$Q_{ji} = \Delta t / t + t_1/c_1 + t_2/c_2 + t_3/c_3 + t_4/c_4 = 24 / 1 + 8/7 + 2/2 + 12/50 + 1/500 \approx 7.$$

2. По формуле (8.2), для заданных условий радиационной обстановки определяем значение коэффициента безопасной радиационной защищенности  $Q_{ij}^{\delta}$ .

$$Q_{ij}^{\delta} = (K \cdot P_0 \cdot t_0^{\lambda} / D_d (1 - \lambda) \cdot (t_1^{1-\lambda} - t_0^{1-\lambda})) = (1 \cdot 1 \cdot 2^{0,584} / 2(1 - 0,584) \cdot (26^{0,416} - 2^{0,416})) = 6.$$

3. Оцениваем безопасность режима поведения людей на загрязненной территории на первые сутки.

Режим поведения людей установлен правильно, т.к.  $Q_{ji} > Q_{ij}^{\delta}$ .

**Принятые сокращения**

АС и ДПР	– аварийно-спасательные и другие неотложные работы
АСКРО	– автоматизированная система контроля радиационной обстановки
АСТ	– атомная станция теплоснабжения
АТЭЦ	– атомная теплоэлектроцентраль
АЭС	– атомная электростанция
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ВОЗ	– Всемирная организация здравоохранения
ГО	– Гражданская оборона
ЕГАСТРО	– Единая государственная система контроля радиационной обстановки
ИИ	– ионизирующие излучения
ИИИ	– источник ионизирующего излучения
КЧС	– комиссия по чрезвычайным ситуациям
МАГАТЭ	– Международное агентство по атомной энергии
МКРЗ	– Международная комиссия по радиологической защите
НКДАРООН	– Научный комитет ООН по действию атомной радиации
НЦУКС	– Национальный центр управления в кризисных ситуациях
ОЯТ	– отработавшее ядерное топливо
ПРУ	– противорадиационное укрытие
РБМК	– реактор большой мощности канальный
РОО	– радиационно опасный объект
РСЧС	– Единая государственная система предупреждения и ликвидации ЧС
СЗЗ	– санитарно-защитная зона
СИЗ	– средства индивидуальной защиты
ТВЭЛ	– тепловыделяющий элемент
ФМБА	– Федеральное медико-биологическое агентство
ЧС	– чрезвычайная ситуация
ЦУКС	– центр управления в кризисных ситуациях
ЯЭУ	– ядерная энергетическая установка

Ластовкин Владимир Федорович

## Основы радиационной безопасности

*Учебное пособие*

Редактор:  
Д.М. Фетюкова

Подписано в печать      Формат 60x90 1/16    Бумага газетная. Печать трафаретная.  
Уч. изд. л. 8,4. Усл. печ. л. 8,9. Тираж 300 экз. Заказ №

---

Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования  
«Нижегородский государственный архитектурно-строительный университет»  
603950, Нижний Новгород, ул. Ильинская, 65.  
Полиграфический центр ННГАСУ, 603950, Н.Новгород, Ильинская, 65  
<http://www.nngasu.ru>, [srec@nngasu.ru](mailto:srec@nngasu.ru)