

Министерство образования Республики Беларусь

Белорусский государственный университет
информатики и радиоэлектроники

Кафедра производственной и экологической безопасности

И.С. Асаенок, Л.П. Лубашев, А.И. Навоша

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Учебное пособие

по дисциплине «Защита населения и объектов народного хозяйства
в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность»

для студентов всех специальностей

Допущено Министерством образования Республики Беларусь
в качестве учебного пособия для студентов технических
специальностей высших учебных заведений

Минск 1999

ББК 68.9
УДК 614.876(075.8)
А90

Рецензенты:

кафедра Белорусского аграрного технологического университета, зав. кафедрой д-р техн. наук Л.В. Мисун; д-р биол. наук С.В. Хорева (Белорусская государственная политехническая академия); д-р мед. наук Я.Э. Кенигсберг (НИИ радиационной медицины)

Асаенок И.С. и др. - Радиационная безопасность: Учеб. пособие по дисциплине «Защита населения и объектов народного хозяйства в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность» для студентов всех специальностей. Мн.: БГУИР, 1999.- 84 с.: ил. 4.

ISBN 985-444-002-8

Приведены схема деления ядер и радиоактивного распада, характеристика различных видов ядерных излучений, особенности взаимодействия их с веществом. Даны дозиметрические величины, их нормирование и единицы измерения. Рассмотрены вопросы биологического действия радиоактивных излучений на организм человека. Проанализированы причины аварии на Чернобыльской АЭС с учетом типов ядерных энергетических установок. Описана радиологическая обстановка в РБ после аварии, указаны способы и средства защиты населения от ионизирующих излучений.

Пособие предназначено для студентов всех специальностей, аспирантов, других специалистов, изучающих вопросы радиационной безопасности.

УДК 614.876 (075.8)

ББК 68.9

ISBN 985-444-002-8

© И.С. Асаенок, Л.П. Лубашев,
А.И. Навоша, 1999

СОДЕРЖАНИЕ

1. РАДИОАКТИВНОЕ ПРЕВРАЩЕНИЕ ЯДЕР **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 1.1. Характеристики атомных ядер и энергия их связи **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 1.2. Закон радиоактивного распада и единицы измерения радиоактивности **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 1.3. Альфа-распады, бета-распады и гамма-излучения ядер..... **Ошибка! Закладка не определена.**
2. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ЯДЕРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 2.1. Взаимодействие альфа-частиц с веществом **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 2.2. Взаимодействие бета-частиц с веществом **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 2.3. Взаимодействие гамма-излучения с веществом **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 2.4. Методы регистрации радиоактивных излучений **Ошибка! Закладка не определена.**
3. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 3.1. Деление тяжелых ядер. Цепная реакция деления **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 3.2. Понятие о ядерном реакторе и принципе его работы **Ошибка! Закладка не определена.**
4. ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ И ИХ ЕДИНИЦЫ **Ошибка! Закладка не определена.**
5. ЕСТЕСТВЕННЫЕ И ИСКУССТВЕННЫЕ ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 5.1. Естественный радиационный фон **Ошибка! Закладка не определена.**
 - 5.2. Искусственные источники радиации. **Ошибка! Закладка не определена.**
6. БИОЛОГИЧЕСКОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА

- ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА **Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.1. Особенности реакции отдельных тканей и органов на воздействие излучений..... **Ошибка! Закладка не определена.**
- 6.2. Биологические реакции целостного организма на действие ионизирующих излучений..... **Ошибка! Закладка не определена.**
7. АВАРИЯ НА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС **Ошибка! Закладка не определена.**
- 7.1. Типовые ядерные энергетические установки**Ошибка! Закладка не определена.**
- 7.2. Причины аварии на ЧАЭС, начальные ее последствия и состояние остановленного реактора **Ошибка! Закладка не определена.**
8. РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКАЯ ОБСТАНОВКА В РЕСПУБЛИКЕ БЕЛАРУСЬ**Ошибка!**
9. НОРМИРОВАНИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ**Ошибка! Закладка не определена.**
10. СПОСОБЫ И СРЕДСТВА ЗАЩИТЫ НАСЕЛЕНИЯ ОТ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ..... **Ошибка! Закладка не определена.**
- 10.1. Общие принципы защиты населения от ионизирующих излучений**Ошибка! Закладка не определена.**
- 10.2. Хранение, учет и перевозка радиоактивных веществ, ликвидация отходов..... **Ошибка! Закладка не определена.**
- 10.3. Государственная программа Республики Беларусь по ликвидации последствий аварии на Чернобыльской атомной электростанции**Ошибка! Закладка не определена.**
- ЛИТЕРАТУРА..... **Ошибка! Закладка не определена.**

1. РАДИОАКТИВНОЕ ПРЕВРАЩЕНИЕ ЯДЕР

1.1. Характеристики атомных ядер и энергия их связи

Атом состоит из положительно заряженного ядра и окружающих его электронов. В ядре сосредоточена почти вся масса атома (более 99,95%). Размеры ядер имеют порядок $10^{-10} \dots 10^{-15}$ м, в то время как линейные размеры атомов порядка 10^{-10} м.

Ядра состоят из двух элементарных частиц - протонов и нейтронов. Протон представляет собой ядро простейшего атома-водорода. Он имеет положительный заряд, численно равный заряду электрона $e = 1,6 \cdot 10^{-19}$ Кл, и массу покоя $m_p = 1,6726 \cdot 10^{-27}$ кг $1836m_e$, где m_e - масса покоя электрона. Масса покоя - это масса частицы (тела), измеренная в той системе координат, где частица неподвижна. Число протонов в ядре называется атомным номером и обозначается буквой Z . Оно совпадает с порядковым номером химического элемента в таблице Менделеева. Очевидно, что заряд ядра равен $Z \cdot e$, поэтому число Z называют также зарядовым числом ядра. Нейтрон электрически нейтрален, а его масса покоя почти совпадает с массой покоя протона: $m_n = 1,6794 \cdot 10^{-27}$ кг $= 1839m_e$. Протоны и нейтроны объединяют общим названием - нуклоны. Общее число нуклонов в ядре называют массовым числом A_m .

$$A_m = Z + n_e,$$

где n_e - количество нейтронов в ядре.

Чтобы охарактеризовать химический элемент, используют его символ X и указывают атомный номер и массовое число ядра:



Например, плутоний-239 ${}^{239}_{94}Pu$ означает ядро атома плутония, содержащее 94 протона и 239 нейтронов.

В ядрах атомов одного и того же химического элемента число нейтронов может быть различным, а число протонов постоянное. Ядра, содержащие оди-

наковое число протонов, но различное число нейтронов, называют изотопами. Например, ${}^{11}_6\text{C}$, ${}^{12}_6\text{C}$, ..., ${}^{16}_6\text{C}$ - изотопы углерода. Термин "изотопы" следует применять только в тех случаях, когда речь идет об атомах одного и того же элемента. Если подразумеваются атомы разных химических элементов, то используется термин "нуклиды". Радионуклид - это радиоактивный атом с данным массовым числом и атомным номером.

Ядра, имеющие одно и то же массовое число A_m при разных Z , называются изобарами. Например, сера-36 и серебро-36 при $Z = 16$ и $Z = 18$ соответственно.

На сегодняшний день известно около 300 устойчивых и свыше 1000 неустойчивых (радиоактивных) изотопов. Это в то время, как в периодической таблице Д. И. Менделеева содержится 110 химических элементов.

Ядра не имеют резко выраженной границы. Поэтому радиус ядра имеет условный смысл. Эмпирическая формула для радиуса ядра:

$$R = R_0 * A^{1/3}, \quad (1.1)$$

где $R = (1,3...1,7) * 10^{-15}$ м.

Следовательно, объем ядра пропорционален числу нуклонов в нем. Плотность ядерного вещества (δ) постоянна для всех ядер, ее значение по порядку величины равно

$$\delta \cong 10^{14} \text{ г/см}^3 \text{ или } 10^8 \text{ т/см}^3.$$

Плотностью вещества называют массу, приходящуюся на единицу объема.

Как известно, одноименно заряженные частицы отталкиваются. Поэтому наличие в ядре нескольких положительно заряженных протонов свидетельствует о существовании специфических ядерных сил притяжения, которые преобладают над электрическим отталкиванием протонов. Эти силы обеспечивают стабильность ядер. Поэтому ядерными силами называются силы, связывающие протоны и нейтроны в атомном ядре. Ядерные силы не сводятся ни к одному из

типов сил, известных в классической физике (гравитационных, электромагнитных). Они имеют ряд специфических свойств. Важнейшей особенностью ядерных сил является их короткодействие: ядерные силы велики, если расстояние между нуклонами порядка 10^{-15} м, и практически равны нулю, если расстояние между нуклонами превышает 10^{-13} м. Ядерные силы достигают величины, в 100-1000 раз превышающей силу взаимодействия электрических зарядов. Они отличаются зарядовой независимостью, т.е. притяжение между двумя нуклонами одинаково и не зависит от их зарядового состояния, протонного или нейтронного.

Ядерные силы обладают свойством насыщения. Это свойство означает, что с увеличением числа нуклонов в ядре ядерные силы возрастают только для самых легких ядер (изотопов водорода и гелия). А начиная с гелия, они примерно одинаковы для всех других ядер. Свойство насыщения вытекает из короткодействия ядерных сил. Благодаря этому каждый нуклон в ядре взаимодействует только с ограниченным числом ближайших к нему нуклонов. Насыщенностью ядерных сил объясняется пропорциональность объема ядра числу образующих его нуклонов.

Таким образом, ядерные силы являются силами притяжения и проявляются между нуклонами на расстоянии, сравнимом с размерами самих нуклонов.

Измерения ядерных масс показали, что масса ядра M всегда меньше суммы масс составляющих его нуклонов:

$$M < Z * m_p + (A_m - Z) * m_n. \quad (1.2)$$

Согласно формуле Эйнштейна, масса m и энергия E связаны соотношением

$$E = mc^2,$$

где c - скорость света в вакууме.

Изменение массы системы на величину Δm соответствует изменению энергии системы на величину ΔE :

$$\Delta E = \Delta m * c^2 . \quad (1.3)$$

Сопоставляя выражения (1.2) и (1.3), можно сделать вывод, что при образовании ядра должна выделяться некоторая энергия. Соответственно, такое же количество энергии необходимо затратить для разделения ядра на составные части. Разность между энергией нуклонов в ядре и их энергией в свободном состоянии называется энергией связи ядра $E_{св}$.

Энергия связи ядра отрицательна и по абсолютной величине равна работе, которую надо затратить для расщепления ядра на составляющие его нуклоны без придания им кинетической энергии.

Следует подчеркнуть, что энергия связи не содержится в самом ядре. Это энергия, которой не достает ядру по сравнению с суммарной энергией покоя составляющих его нуклонов. В соответствии с выражением (1.3) энергия связи ядра равна

$$E_{св} = [Z * m_p + (A_m - Z) * m_n - M] * c^2 . \quad (1.4)$$

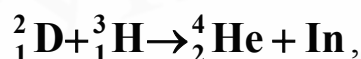
Удельной энергией связи ядра называют энергию связи, приходящуюся на один нуклон, т.е.

$$\Delta E_{св} = E_{св} / A_m . \quad (1.5)$$

Зависимость удельной энергии связи от массового числа A_m для стабильных ядер показана на рис. 1.1.

С увеличением A_m кривая сначала возрастает и выходит на насыщение (примерно 8МэВ/нуклон) при $A_m = 15$. При $A_m > 60$ кривая медленно спадает. Из рис 1.1. следует, что наиболее устойчивыми являются ядра элементов в середине периодической системы, где наибольшая энергия связи.

Энергетически выгодны процессы синтеза легких ядер в более тяжелые и деления тяжелых ядер на более легкие. Примером синтеза легких ядер в более тяжелые с выделением энергии является взрыв водородной бомбы.



где ${}^2_1\text{D}$, ${}^3_1\text{H}$ - изотопы водорода - дейтерий и тритий соответственно.

Деление тяжелых ядер с выделением энергии используется на АЭС и в ядерном боеприпасе.

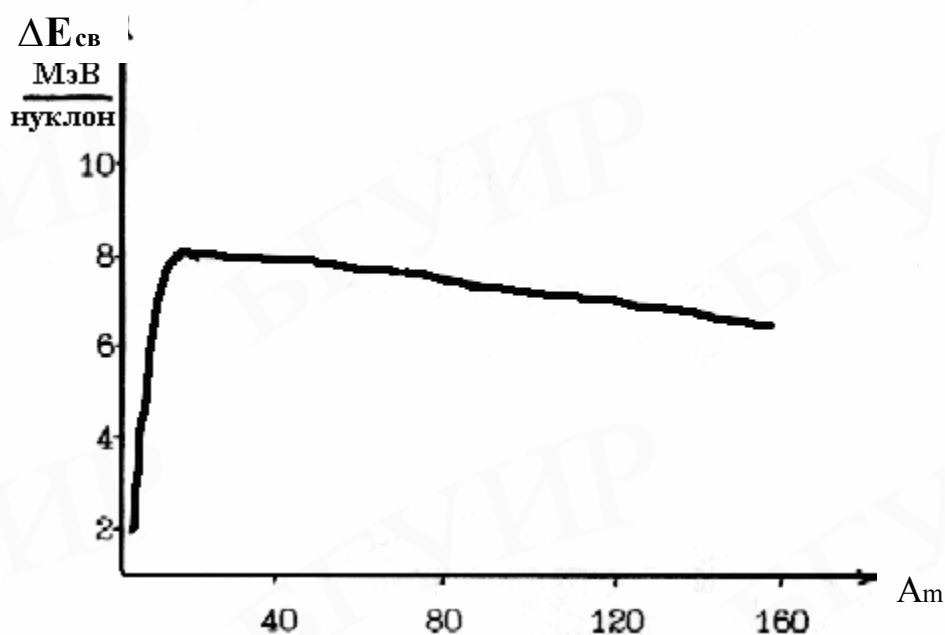


Рис. 1.1

1.2. Закон радиоактивного распада и единицы измерения радиоактивности

Ядро, имеющее наименьшую возможную энергию, равную энергии связи, называют находящимся в основном состоянии. Если ядро имеет энергию $E > E_{мин}$, то говорят о возбужденном состоянии ядра. Случай, когда $E = 0$, соответствует диссоциации ядра на составляющие его нуклоны, т.е. распаду на составляющие нуклоны.

Следовательно, ядра атомов могут быть неустойчивыми. Такие неустойчивые ядра или радионуклиды подвергаются самопроизвольному (спонтанному) распаду с испусканием определенных частиц. При этом может изменяться как массовое, так и зарядовое число нуклида. Таким образом, радиоактивность вещества есть явление естественной радиоактивности, которое заключается в самопроизвольных превращениях одних атомных ядер в другие, сопровождаемых испусканием определенных частиц. При этом интенсивность процесса не

поддается управлению и определяется исключительно физическими свойствами самих радионуклидов.

Процесс радиоактивного распада сопровождается испусканием альфа и бета-частиц, а также гамма-лучей.

Самопроизвольный (спонтанный) распад атомных ядер подчиняется закону:

$$N = N_0 * e^{-\lambda t} \quad (1.6)$$

где N_0 - количество ядер в данном объеме вещества в момент времени $t = 0$;

N - количество ядер в том же объеме вещества в момент времени t ;

λ - постоянная распада.

Постоянная λ имеет смысл вероятности распада ядра за единицу времени. Для характеристики устойчивости ядер относительно распада пользуются понятием периода полураспада $T_{1/2}$. Он равен времени, в течение которого исходное количество ядер данного вещества распадается наполовину, т.е. $N = 1/2 N_0$. Связь между $T_{1/2}$ и λ вытекает из выражения (1.6). Если $e^{-\lambda t} = 1/2$, то

$$T_{1/2} = \ln 2 / \lambda = 0.693 / \lambda \quad (1.7)$$

Периоды полураспада у различных радионуклидов могут быть весьма различными - от долей секунды до сотен и тысяч лет. Очевидно, спустя время $T_{1/2}$, $2T_{1/2}$, $3T_{1/2}$, $4T_{1/2}$ и т.д. будет оставаться соответственно $1/2$, $1/4$, $1/8$, $1/16$ часть радионуклидов от их начального N_0 .

Процесс радиоактивного распада сопровождается выделением энергии и возбуждением других процессов в веществе. При этом выполняются законы сохранения энергии, электрического заряда и другие законы материального мира.

Вещество является радиоактивным, если оно содержит радионуклиды и в нем идет процесс радиоактивного распада. Число распадов ядер данного препарата в единицу времени характеризует активность вещества. Согласно выражению (1.6) активность определяется величиной

$$A = \left| \frac{dN}{dt} \right| = \lambda * N_0 * e^{-\lambda t}, \text{ или } A = A_0 * e^{-\lambda t}, \quad (1.8)$$

где $A_0 = \lambda * N_0$ - радиоактивность вещества в начальный момент времени.

Из сравнения выражений (1.6) и (1.8) следует, что активность вещества с течением времени падает по закону радиоактивного распада, но в любой момент времени ее уровень существенно зависит от начальной активности:

$$A_0 = \lambda * N_0 = (\ln 2 / T_{1/2}) * N_0 = (0.693 / T_{1/2}) * N_0, \quad (1.9)$$

Начальная активность в свою очередь определяется начальным содержанием радионуклидов N_0 и периодом полураспада $T_{1/2}$. При большом значении периода полураспада $T_{1/2}$ спад активности вещества происходит медленно, а при малом значении $T_{1/2}$, - наоборот, быстро. Вместе с тем при одном и том же значении N_0 начальная активность при малом значении $T_{1/2}$ выше, чем при большом значении.

За единицу измерения активности в системе СИ принят беккерель (**Бк**). Это активность данного количества вещества, если в нем за одну секунду происходит распад одного радионуклида. Эта единица активности мала, поэтому используются кратные ей единицы - килобеккерель (**кБк**) или мегабеккерель (**МБк**). Часто используется внесистемная единица активности - кюри (**Ки**). Такой активностью обладает один грамм радия, в котором за одну секунду происходит распад $3,7 * 10^{10}$ радионуклидов. Это весьма большая единица, поэтому на практике применяют дольные единицы - милликюри (**мКи**) и микрокюри (**мкКи**). Взаимосвязь между единицами радиоактивности:

$$1 \text{ Ки} = 3,7 * 10^{10} \text{ Бк};$$

$$1 \text{ мКи} = 37 \text{ МБк};$$

$$1 \text{ мкКи} = 37 \text{ кБк}.$$

Если радионуклиды распределены по объему вещества, то можно характеризовать активность единицы объема удельной объемной радиоактивностью A_v и **Бк/м³** или **Ки/м³**. В случае распределения радионуклидов по поверхности тела его можно характеризовать активностью единицы поверхности A_s в **Бк/м²**

или Ки/м^2 . Аналогично может быть введена удельная активность в расчете на массу, например Ам , в Бк/кг или Ки/кг .

Характеризуя в целом устойчивость ядер, следует заметить, что она снижается с возрастанием их массового числа. Естественная радиоактивность легких и средних ядер - редкое явление. Среди тяжелых атомов, начиная с $\text{Ам} > 200$, естественная радиоактивность есть универсальное явление. Они образуют радиоактивные семейства, называемые по наиболее живущему (с наибольшим $T_{1/2}$) "родоначальнику" семейства, например, семейство урана (от ${}^{238}_{92}\text{U}$).

В настоящее время известно 10 элементов с $Z > 92$, называемых трансурановыми. К трансурановым элементам относятся: нептуний (${}^{237}_{93}\text{U}$), плутоний (${}^{244}_{94}\text{Pu}$), америций (${}^{243}_{95}\text{Am}$), кюрий (${}^{248}_{96}\text{Cm}$), берилий (${}^{248}_{96}\text{Be}$), калифорний (${}^{249}_{98}\text{Cf}$), эйнштейний (${}^{254}_{99}\text{Es}$), фермий (${}^{253}_{100}\text{Fm}$), менделевий (${}^{256}_{101}\text{Md}$) и нобелий (${}^{253}_{102}\text{No}$).

Элементы, расположенные в таблице Менделеева за ураном, имеющим $Z = 92$, в природе не встречаются. Они были получены искусственным путем.

Всем трансурановым элементам присуща радиоактивность с периодом полураспада, быстро уменьшающимся при возрастании Z . Основными видами радиоактивного превращения трансурановых элементов являются альфа-распад и бета-распад. Цепочку радиоактивных превращений принято называть радиоактивным рядом. Совокупность химических элементов, образующих радиоактивный ряд, называется радиоактивным семейством.

Первичный элемент семейства урана ${}^{238}_{92}\text{U}$, распадаясь, испускает альфа-частицу и превращается в торий ${}^{234}_{90}\text{Th}$. Торий тоже радиоактивен и, испуская бета-частицу, превращается в протактиний ${}^{234}_{91}\text{Pa}$. Протактиний тоже радиоактивен, т.е. цепочка радиоактивных превращений продолжается. Вся цепочка состоит из 16 радиоактивных превращений, и заканчивается радиоактив-

ный ряд урана устойчивым изотопом свинца $^{206}_{82}\text{Pb}$. Из 16 радиоактивных превращений 8 являются альфа-превращениями и 8 бета-превращениями.

Все природные радиоактивные элементы, расположенные в последних рядах таблицы Менделеева, являются членами трех радиоактивных семейств. Другим радиоактивным семейством (после семейства урана) является семейство тория $^{232}_{90}\text{Th}$, третьим - семейство актиния $^{227}_{89}\text{Ac}$. Радиоактивное семейство искусственных радиоактивных изотопов начинается трансурановым элементом-нептунием.

1.3. Альфа-распады, бета-распады и гамма-излучения ядер

Альфа-распадом называется самопроизвольное испускание радиоактивным ядром альфа-частиц, представляющих ядра атома гелия. Распад протекает по схеме



Как видно из схемы, атомный номер дочернего ядра уменьшился на две единицы. Заряд альфа-частиц положительный.

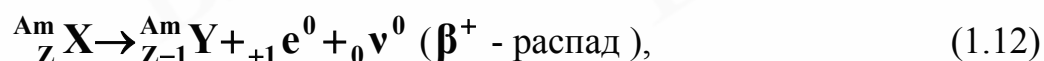
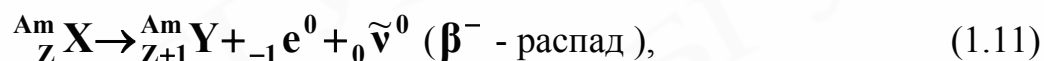
Альфа-распад наблюдается только у тяжелых ядер с $A_m > 200$ и зарядовым числом $Z > 82$. Внутри таких ядер происходит образование обособленных частиц из двух протонов и двух нейтронов. Обособлению этой группы нуклонов способствует насыщение ядерных сил, так что сформировавшаяся альфа-частица подвержена меньшему действию ядерных сил притяжения, чем отдельные нуклоны. Одновременно альфа-частица испытывает большее действие кулоновских сил отталкивания от протонов ядра, чем отдельные протоны. Этим объясняется вылет из ядра альфа-частиц, а не отдельных нуклонов.

Вылетающие из ядер альфа-частицы имеют высокую скорость порядка 10^7 м/с и кинетическую энергию в пределах 2...9 МэВ. В большинстве случаев радиоактивное вещество испускает несколько групп альфа-частиц близкой, но

различной энергии, т.е. группы имеют спектр энергии. Это обусловлено тем, что дочернее ядро может возникнуть не только в основном, но и в возбужденных состояниях с различными энергетическими уровнями.

Время жизни возбужденных состояний для большинства ядер лежит в пределах от 10^{-8} до 10^{-15} с. За это время дочернее ядро переходит в основное или более низкое возбужденное состояние, испуская гамма-фотон соответствующей энергии, равной разности энергии предыдущего и последующего состояний. Возбужденное ядро может испустить также какую-либо частицу: протон, нейтрон, электрон или альфа-частицу. Оно может и отдать избыток энергии одному из окружающих ядро электронов внутреннего слоя. Передача энергии от ядра к самому близкому электрону К-слоя происходит без испускания гамма-кванта. Получивший энергию электрон вылетает из атома. Этот процесс называется внутренней конверсией. Образовавшееся вакантное место заполняется электронами с вышележащих энергетических уровней. Электронные переходы во внутренних слоях атома приводят к испусканию рентгеновских лучей, имеющих дискретный энергетический спектр (характеристических рентгеновских лучей). Всего известно около 25 естественных и около 100 искусственных альфа-радиоактивных ядер.

Бета-распад объединяет три вида ядерных превращений: электронный (β^-), позитронный (β^+) распад и электронный захват, или К-захват. Первые два вида превращений состоят в том, что ядро испускает электрон и антинейтрино (при β^- распаде) или позитрон и нейтрино (при β^+ распаде). Электрон (позитрон) и антинейтрино (нейтрино) не существуют в атомных ядрах. Они образуются в момент вылета из ядра в результате превращения одного вида нуклона в ядре в другой - нейтрона в протон или протона в нейтрон. Результатом указанных превращений являются β -распады, схемы которых имеют вид:



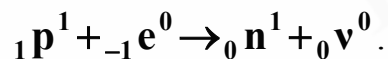
где ${}_{-1}e^0$ и ${}_{+1}e^0$ - обозначение электрона и позитрона,
 ${}_0\nu^0$ и ${}_0\bar{\nu}^0$ - обозначение нейтрино и антинейтрино.

Электрон (позитрон) и антинейтрино (нейтрино) имеют в точности равные массы, а электрический заряд античастицы по абсолютному значению равен заряду частицы и противоположен ему по знаку.

Поскольку при β -распаде из ядра вылетают две частицы, а распределение между ними общей энергии происходит статистически, то спектр энергии электронов (позитронов) является непрерывным от нуля до максимальной величины E_{\max} называемой верхней границей бета-спектра. Для бета-радиоактивных ядер величина E_{\max} заключена в области энергии от 15 кэВ до 15 МэВ.

Бета-распад обычно сопровождается испусканием гамма-лучей. Причина их возникновения та же, что и в случае альфа-распада: дочернее ядро возникает не только в основном (стабильном), но и в возбужденном состоянии. Переходя затем в состояние меньшей энергии, ядро испускает гамма-фотон.

При электронном захвате происходит превращение одного из протонов ядра в нейтрон:



При таком превращении исчезает один из ближайших к ядру электронов (электрон К-слоя атома). Протон, превращаясь в нейтрон, как бы "захватывает" электрон. Отсюда произошел термин "электронный захват". Особенностью этого вида β -распада является вылет из ядра одной частицы - нейтрино. Схема электронного захвата имеет вид



Электронный захват в отличие от β^- -распада всегда сопровождается характеристическим рентгеновским излучением. Последнее возникает при переходе более удаленного от ядра электрона на появляющееся вакантное место в

К-слое. Длина волн рентгеновских лучей в диапазоне от 10^{-7} до 10^{-11} м.

Таким образом, при бета-распаде сохраняется массовое число ядра, а его заряд изменяется на единицу. Периоды полураспада бета-радиоактивных ядер лежат в широком интервале времен от 10^{-2} с до $2 \cdot 10^{15}$ лет.

К настоящему времени известно около 900 бета-радиоактивных изотопов. Из них только около 20 являются естественными, остальные получены искусственным путем. Подавляющее большинство этих изотопов испытывают β^- -распад, т.е. с испусканием электронов.

Гамма-излучением называется жесткое электромагнитное излучение, энергия которого высвобождается при переходе ядер из возбужденного в основное или в менее возбужденное состояние, а также при ядерных реакциях. В первом случае энергия гамма-квантов равна разности энергий начального и конечного уровней ядра. Эта величина имеет порядок 0,1 МэВ. Длина волны гамма-лучей не превышает 10^{-11} м.

Процесс гамма-излучения не является самостоятельным типом радиоактивности, так как он происходит без изменения A_m и Z ядра.

2. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ЯДЕРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ

Все виды ядерного излучения могут быть обнаружены только по их взаимодействию с веществом. Процессы, которые возникают при прохождении ядерного излучения через вещество, имеют важное практическое значение. Знание таких процессов необходимо, во-первых, для понимания принципа работы дозиметрической и радиометрической аппаратуры, а во-вторых, для способов защиты населения от ионизирующих излучений.

При прохождении через вещество частицы взаимодействуют с атомами, из которых оно состоит, т.е. с электронами и атомными ядрами. Причем это взаимодействие можно разделить на два вида :

а) взаимодействие частиц с атомными электронами, в результате которого энергия частицы передается одному из электронов атома, что приводит к возбуждению (ионизации) атома. Этот случай взаимодействия является неупругим столкновением (рассеянием), так как в результате его внутренняя энергия атома изменяется. В неупругом процессе имеет место выделение или поглощение энергии;

б) взаимодействие частиц с ядрами атомов приводят к изменению направления движения заряженных частиц, при этом траектория движения их искривляется. Такое взаимодействие не приводит к изменению внутренней энергии атома, и этот случай взаимодействия является упругим столкновением (рассеянием). При упругом рассеянии частицы не претерпевают превращения, а изменяют состояние своего движения.

Все процессы рассеяния и распадов подчиняются законам сохранения энергии, электрического заряда, импульса и др.

2.1. Взаимодействие альфа-частиц с веществом

Альфа-частицы, проходя через слой вещества, взаимодействуют с атомными ядрами и электронами.

Упругое рассеяние альфа-частиц на ядрах атомов вещества маловероятно, так как, во-первых, масса ядра значительно больше массы частицы, во-вторых, ядро и альфа-частицы имеют одинаковый (положительный) электрический заряд. В процессе упругого столкновения альфа-частицы с ядром первая отклоняется на малый угол. Таким образом, путь альфа-частицы в веществе (среде) практически прямолинейен.

При неупругом рассеянии энергия альфа-частицы передается атомным электронам вещества. Получив эту энергию, атомы вещества возбуждаются или ионизируются. И в том, и в другом случае потери энергии частицы называются ионизационными. Если концентрация электронов в веществе равна n_e , то поте-

ри энергии частицы (ионизационные потери) в результате ее взаимодействия со всеми встречающимися на ее пути электронами будут определяться величиной $-(dE/dx)_{\text{ион}}$ - уменьшением энергии частицы на единице пути. Ионизационные потери характеризуются величиной средней потери энергии на единице пути. Эти потери пропорциональны заряду частицы Z_{α} , концентрации электронов в веществе n_e и обратно пропорциональны скорости движения частицы V , т.е.

$$-\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}} = \frac{Z_{\alpha}^2 * n_e}{V^2}. \quad (2.1)$$

Потери энергии сильно зависят от скорости частицы - они тем больше, чем меньше скорость частицы. При очень малых скоростях частицы формула (2.1) дает завышения значения для потерь энергии частицы и кривая потерь уходит в бесконечность. Однако при малых скоростях имеет место захват электронов движущейся частицей. Это приводит к меньшим потерям энергии по сравнению с тем, что дает формула (2.1). При этом кривая потерь не уходит в бесконечность, а достигает максимума, после чего начинает постепенно снижаться.

Таким образом, при каждом акте ионизации альфа-частица выбивает из атома один или несколько электронов. Наиболее быстрые из этих электронов способны создавать вторичную ионизацию, в результате которой эти вторичные электроны можно зарегистрировать с помощью приборов.

2.2. Взаимодействие бета-частиц с веществом

По сравнению с альфа-частицами прохождение бета-частиц через вещество имеет свои особенности. Основная особенность обусловлена малой массой электрона и позитрона по сравнению с массой альфа-частицы. При взаимодействии бета-частицы с веществом имеют место как ионизационные, так и радиационные потери. Механизм ионизационных потерь для бета-частиц такой же, как и для альфа-частиц. Поэтому потери энергии на ионизацию и в этом случае

рассчитываются по той же формуле (2.1). Однако ионизационные потери для бета-частиц во много раз меньше, чем для альфа-частиц, так как масса альфа-частицы значительно больше массы электрона. Именно поэтому у альфа-частиц и бета-частиц различная проникающая способность. При одинаковых энергиях скорость тяжелой частицы (альфа-частицы) меньше скорости легкой частицы (бета-частицы). Альфа-частицы теряют свою первоначальную энергию на меньшем расстоянии при движении в веществе, чем пролетающие в веществе электроны (бета-частицы). В воздухе альфа-частица проходит несколько сантиметров, а бета-частица - десятки метров.

При движении через вещество бета-частиц в результате взаимодействия одной из них с электроном вещества происходит изменение направления движения бета-частицы. Поэтому траектория движения бета-частицы в веществе представляет собой ломаную линию. При взаимодействии бета-частиц с ядром имеет место перераспределение кинетической энергии между ядром и частицей. Поэтому такое взаимодействие является упругим столкновением. Потери энергии частицы при взаимодействии с ядрами вещества невелики, так как масса частицы меньше массы ядра и число ядер в веществе во много раз меньше числа электронов.

Кроме того, за счет заряда ядра вокруг него создается кулоновское поле. Кулоновские силы пропорциональны заряду ядра. Под действием кулоновских сил заряженная бета-частица, имея малую массу, получает ускорение. Согласно классической электродинамике любая заряженная частица, движущаяся с ускорением, излучает электромагнитные волны, интенсивность которых пропорциональна квадрату ускорения частицы. Это излучение называется тормозным, а длина его волны соответствует длине волны рентгеновского излучения.

Потери на тормозное излучение существенны для легких частиц-электронов.

Эти причины приводят к тому, что потери энергии частицы на взаимодействия с ядрами, т.е. радиационные потери $-(dE/dx)_{\text{рад}}$, значительно меньше

потерь энергии частицы на ионизацию и оцениваются выражением

$$-\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад}} \approx \frac{Z^2\beta}{m^2\beta},$$

где Z_β - заряд бета-частицы;

m_β - масса бета-частицы.

Потери на тормозное излучение пропорциональны заряду ядра. Поэтому для тяжелых элементов они более существенны, чем для легких. Отсюда следует, что вклад тормозного излучения в полную потерю энергии бета-частицы возрастает с увеличением ее кинетической энергии в тяжелых веществах.

2.3. Взаимодействие гамма-излучения с веществом

Гамма- и рентгеновское излучения представляют собой электромагнитные волны. Рентгеновское излучение возникает при взаимодействии заряженных частиц с атомами вещества, а гамма-излучение испускается при переходе атомных ядер из возбужденных состояний в состояние с меньшей энергией. Длина волны гамма-излучения обычно менее 0,1 нм. Для этих видов излучения не существует понятий пробега, потерь энергии на единицу пути.

Гамма-лучи, проходя через вещество, взаимодействуют как с электронами, так и с ядрами атомов среды (вещества). В результате взаимодействия интенсивность лучей уменьшается. Для однородного вещества ослабление лучей происходит по экспоненциальному закону

$$I = I_0 e^{-\mu x}, \quad (2.3)$$

где I – интенсивность лучей (пучка) после прохождения слоя вещества толщиной x ;

I_0 - начальная интенсивность лучей;

μ - линейный коэффициент ослабления.

Поглощение гамма-квантов веществом определяется в основном тремя

процессами : фотоэффектом, комптоновским рассеянием и рождением в кулоновском поле ядра электрон-позитронных пар. Каждому из этих процессов соответствует свой линейный коэффициент ослабления, а полный линейный коэффициент ослабления μ равен

$$\mu = \mu_{\phi} + \mu_k + \mu_n,$$

где индексы относятся к перечисленным выше процессам.

Гамма-квант при прохождении через вещество вступает во взаимодействие с электроном атома этого вещества. При этом электрон может полностью поглотить квант и, получив его энергию, вылететь из атома. Этот процесс полного поглощения гамма-кванта электроном, в результате чего электрон покидает атом, т.е. атом ионизируется, называется фотоэффектом. Атом, потерявший электрон, оказывается в возбужденном состоянии. Освободившийся уровень энергии в атоме заполняется одним из электронов с вышерасположенного, уровня и при этом переходе излучается квант рентгеновского излучения. Гамма-кванты малой энергии способны выбить из атома лишь валентные электроны, которые обладают малой энергией связи. Гамма-кванты больших энергий могут выбивать электроны из более глубоких электронных слоев. Для этого энергия гамма-квантов должна быть равна энергии связи электрона в атоме.

С увеличением энергии гамма-кванта, когда она становится значительно больше энергии связи электрона в атоме, основным механизмом поглощения излучения веществом является эффект Комптона, или комптоновское рассеяние. Этот процесс состоит в том, что гамма-квант отдает свободному электрону часть своей энергии. Весь процесс можно представить как абсолютно упругий удар гамма-кванта и свободного электрона, который до удара можно считать покоящимся. В результате упругого удара гамма-квант изменяет свое направление от первоначального и с меньшей энергией продолжает двигаться под определенным углом, излучая при этом электромагнитную волну на длине, большей, чем она была до столкновения с электроном. Интенсивность комптоновского рассеяния пропорциональна числу свободных электронов в веществе.

Если энергия гамма-кванта в 1,02 МэВ больше энергии связи электрона в атоме, то в кулоновском поле ядра при взаимодействии с ним гамма-кванта образуется пара: электрон - позитрон. Энергия гамма-кванта распределяется между образовавшимися электроном и позитроном. Образовавшиеся электрон и позитрон теряют эту энергию на ионизацию атомов поглощающего вещества. В случае столкновения электрона и позитрона образуются два новых гамма-кванта.

Таким образом, прохождение всех радиоактивных излучений через вещество приводит к ионизации его атомов. В связи с этим радиоактивные излучения называют ионизирующими. В общем случае под ионизирующим излучением понимают любое излучение, взаимодействие которого со средой приводит к образованию ионов разных знаков. Различают непосредственно ионизирующее и косвенно ионизирующее излучение. Непосредственно ионизирующее излучение - это излучение, состоящее из заряженных частиц, имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации при столкновении. Косвенно ионизирующее излучение - это излучение, состоящее из незаряженных частиц, которые в результате взаимодействия со средой могут создавать непосредственно ионизирующее излучение. К непосредственно ионизирующим излучениям относятся альфа- и бета-излучения, а к косвенно ионизирующим - гамма- и рентгеновские лучи.

2.4. Методы регистрации радиоактивных излучений

Важнейшим элементом большинства приборов для обнаружения и измерения количественных характеристик радиоактивного излучения является детектор. Принцип работы и устройство детектора определяются характером взаимодействия излучения с веществом. Детектирование радиоактивного излучения основано на регистрации эффектов, которые вызывает излучение при прохождении через вещество. К таким эффектам относятся: ионизация и воз-

буждение атомов (молекул) вещества; свечение некоторых веществ; засвечивание химических растворов и др. Количественными характеристиками регистрируемых эффектов являются число образовавшихся носителей заряда, число образовавшихся фотонов и др.

К основным характеристикам детекторов всех типов относятся эффективность регистрации, временное разрешение и время восстановления.

Эффективность регистрации - это отношение числа зарегистрированных частиц (гамма-квантов) к полному числу частиц, прошедших за это же время через детектор.

Временное разрешение (разрешающее время) определяется минимальным промежутком времени между двумя последовательными актами регистрации, в течение которого детектор остается нечувствительным к радиоактивному излучению.

Временное восстановление - это интервал времени, в течение которого детектор, зарегистрировав одну частицу, успевает вернуться в исходное состояние для регистрации следующей частицы.

По методу регистрации детекторы разделяют на ионизационные, сцинтилляционные, фотографические, химические и др.

Ионизационный метод основан на обнаружении эффекта ионизации атомов вещества под действием ионизирующего излучения. Под воздействием излучений происходит ионизация воздуха (газа). Нейтральные атомы газа (воздуха) в изолированном объеме разделяются на положительные и отрицательные ионы. Если в этом объеме поместить два электрода, к которым приложено постоянное напряжение, то между электродами создается электрическое поле. При наличии электрического поля в ионизированном газе (воздухе) возникает направленное движение частиц, т.е. через газ проходит электрический ток, называемый ионизационным. Измеряя ионизационный ток, можно судить об интенсивности ионизирующих излучений.

Приборы, работающие на основе ионизационного метода, имеют прин-

ципиально одинаковое устройство: ионизационную камеру, электрическую схему усилителя, в анодную цепь которого подключается микроамперметр, источник питания.

Ионизационная камера представляет собой заполненный воздухом замкнутый объем, внутри которого находятся два изолированных друг от друга электрода. К электродам камеры приложено напряжение от источника постоянного тока (до 1000 В). При отсутствии ионизирующего излучения в цепи ионизационной камеры тока не будет, так как воздух является изолятором. При воздействии же излучений в ионизационной камере атомы воздуха ионизируются. В электрическом поле положительные ионы перемещаются к катоду, а отрицательные - к аноду. В цепи камеры возникает ионизационный ток, который регистрируется микроамперметром. Числовое значение ионизационного тока пропорционально мощности излучения. Следовательно, по ионизационному току можно судить о мощности дозы излучения, воздействующих на камеру. Ионизационные камеры просты и характеризуются высокой эффективностью регистрации, но имеют ряд недостатков. Так, для измерения полной энергии ионизирующей частицы необходимо, чтобы ее пробег целиком уместился в камере. Поэтому ионизационные камеры пригодны для измерения энергии только короткопробежных сильноионизирующих частиц (альфа-частиц или осколков деления). Ионизационные камеры чувствительны к помехам и шумам.

Недостатки ионизационных камер в значительной мере преодолены в газоразрядных счетчиках. Счетчики по конструкции аналогичны ионизационной камере, но их отличие состоит в использовании газового разряда для усиления ионизационного тока. Газоразрядный счетчик представляет собой металлический или стеклянный цилиндр, покрытый внутри слоем металла, который служит катодом. Вдоль оси цилиндра натягивается тонкая нить (толщиной 10-100 мкм), которая является анодом.

В зависимости от характера используемого разряда счетчики разделяют на пропорциональные и счетчики Гейгера-Мюллера. Пропорциональный счет-

чик с несамостоятельным разрядом при прекращении действия радиоактивного излучения гаснет. Счетчик Гейгера-Мюллера - с самостоятельным разрядом, который поддерживается и после прекращения действия ионизирующего излучения.

Пропорциональные счетчики используются для регистрации всех видов радиоактивного излучения. Главным их недостатком является сильная зависимость амплитуды электрического сигнала от величины приложенного к электродам напряжения. При повышении напряжения на электродах амплитуда электрического сигнала также растет, но, начиная с некоторого напряжения, ее величина не зависит от энергии первичной ионизирующей частицы. Эту область напряжений называют областью Гейгера. В области Гейгера пропорциональный счетчик работает в режиме самостоятельного разряда. В этом случае его называют счетчиком Гейгера-Мюллера. Характерной особенностью такого счетчика является необходимость гашения самостоятельного разряда, распространяющегося вдоль нити. Гашение производится путем применения специальных электронных устройств или путем ввода в состав газа специальных добавок. Счетчик Гейгера-Мюллера характеризуется высокой эффективностью регистрации и большой амплитудой сигнала (до 40 В). Недостатками счетчика являются, во-первых, невозможность измерять энергию ионизирующих частиц, во-вторых, невысокое временное разрешение (10^{-6} с) и, в третьих, большое время восстановления их чувствительности (10^{-4} – 10^{-3} с).

В настоящее время благодаря ряду преимуществ по сравнению с другими методами регистрации широкое применение нашли сцинтилляционные счетчики. Вещества, испускающие свет под действием ионизирующего излучения, называются сцинтилляторами. Сцинтилляционный метод регистрации радиоактивных излучений основан на изменении интенсивности световых вспышек, возникающих в люминесцирующих веществах при прохождении через них ионизирующего излучения. Количество вспышек пропорционально мощности дозы облучения. В качестве сцинтилляторов используются кристаллы не-

которых неорганических или органических веществ (сернистый цинк, йодистый натрий и др.). Регистрация световых вспышек осуществляется с помощью фотоэлектронного умножителя с регистрирующей электронной схемой. Фотоэлектронный умножитель позволяет преобразовать слабые световые вспышки от сцинтиллятора в большие электрические импульсы.

Основными достоинствами сцинтилляционных датчиков являются их высокая эффективность регистрации радиоактивных излучений, малое время высвечивания сцинтилляторов (10^{-7} – 10^{-9} с), высокое временное разрешение. Такие параметры счетчика позволяют проводить измерения с короткоживущими радионуклидами.

Сущность фотографического метода основана на степени почернения фотоэмульсии. Под действием ионизирующих излучений атомы бромистого серебра, содержащегося в фотоэмульсии, распадаются на серебро и бром. При этом образуются мельчайшие кристаллики серебра, которые и вызывают почернение фотопленки при ее проявлении. Плотность почернения пропорциональна поглощенной энергии излучения. Сравнивая плотность почернения с эталоном, определяют дозу облучения, полученную пленкой. На этом принципе основаны индивидуальные фотодозиметры.

Сущность химического метода основана на том, что некоторые химические вещества под воздействием ионизирующих излучений меняют свою структуру. Например, хлороформ в воде при облучении разлагается с образованием соляной кислоты, которая дает цветную реакцию с добавленным к хлороформу красителем. По плотности окраски судят о дозе облучения. На этом принципе основаны химические дозиметры.

В современных дозиметрических приборах широкое распространение получили ионизационный и сцинтилляционный методы.

Дозиметрические приборы предназначены для: контроля облучения - получения данных о поглощенных или экспозиционных дозах облучения, полученных людьми и сельскохозяйственными животными; контроля радиоак-

тивного загрязнения радиоактивными веществами людей, сельскохозяйственных животных, а также транспорта, средств индивидуальной защиты, одежды, продовольствия, воды и других объектов; радиационной разведки - определения уровня радиации на местности; определения наведенной радиоактивности в облученных нейтронными потоками различных технических средствах, предметах и грунте.

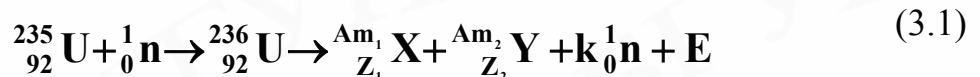
Для дозиметрического контроля доз облучения, получаемых людьми при работе на загрязненной местности или с закрытыми или открытыми источниками ионизирующих излучений, используются дозиметры. Для измерения уровней радиации на местности, радиоактивной зараженности различных предметов применяют измерители мощности доз, которые получили название радиометров.

3. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

3.1. Деление тяжелых ядер. Цепная реакция деления

Деление атомного ядра - один из видов ядерных реакций. Он заключается в том, что тяжелое ядро под воздействием нейтронов делится на несколько более мелких ядер, которые называют осколками деления.

В общем случае реакцию деления, например, ядра урана-235 при облучении его нейтронами, можно представить следующим образом:



где E - выделившаяся энергия;

${}_{Z_1}^{A_{m_1}}\text{X}$ и ${}_{Z_2}^{A_{m_2}}\text{Y}$ - ядра - осколки деления;

K - число нейтронов (равное 2 или 3), высвободившихся в процессе деления;

При этом

$$Z_1 + Z_2 = 92; \quad \frac{A_{m2}}{A_{m1}} \approx \frac{2}{3}$$

Зная удельные энергии связи исходного ядра $\Delta E_{\text{св}}$ и осколков деления $\Delta E_{\text{св}1}$ и $\Delta E_{\text{св}2}$, а также массу нейтрона m_n , для энергии, высвобождаемой при делении тяжелых ядер, получаем:

$$E = \Delta E_{\text{св}1} \cdot A_{m1} + \Delta E_{\text{св}2} \cdot A_{m2} - \Delta E_{\text{св}} \cdot A_m - (k - 1) \cdot m_n \cdot c^2 \quad (3.2)$$

С учетом того, что удельная энергия связи ядер средней массы примерно на 1 МэВ больше, чем у тяжелых ядер, из выражения (3.2) следует, что деление ядер урана должно сопровождаться выделением большого количества энергии. Оно составляет ~ 200 МэВ ($3 \cdot 10^{-11}$ Дж) на один акт деления.

Испускаемые при делении ядер вторичные нейтроны могут вызвать новые акты деления, т.е. цепную реакцию деления, в которой частицы, вызывающие реакцию, образуются как продукты этой реакции.

Если в среде, содержащей уран-235, разделилось одно ядро, то в среднем при этом высвободится 2 нейтрона, которые могут вызвать деление двух ядер. В результате образуется 4 нейтрона и т.д. После смены n -поколений в среде может быть 2^n нейтронов, которые потенциально могут вызвать деление стольких же ядер. Например, для расщепления 2 г урана-235 требуется $5 \cdot 10^{21} \approx 2^{72}$ нейтронов, т.е. оно произойдет после смены 72 поколений. Время жизни одного поколения $10^{-7} \dots 10^{-8}$ с, так что выделение энергии $\sim 10^{11}$ Дж займет время $\tau = 10^{-5} \dots 10^{-6}$ с. Такая цепная реакция завершится взрывом колоссальной силы, который и происходит в атомной бомбе.

Однако такое представление о цепной реакции является идеализированным, так как в любой реальной системе возможен выход вторичных нейтронов из лавины вследствие следующих процессов: вылета нейтронов из зоны реакции через поверхность; захвата нейтронов ядрами примесей, продуктами реак-

ции и т.д.; захвата нейтронов ядрами урана, которые, тем не менее, не приводят к реакции деления.

Для характеристики цепной реакции используется понятие коэффициента размножения нейтронов - k . Он равен отношению числа нейтронов в данном поколении к их числу в предыдущем поколении. Вторичные нейтроны имеют сравнительно широкий энергетический спектр в пределах от 0 до 100 МэВ, причем на один нейтрон в среднем приходится энергия около 2 МэВ. По области энергий нейтроны делятся на тепловые с энергией от 0,001 до 0,5 эВ, резонансные с энергией от 0,5 эВ до 10 кэВ и быстрые с энергией от 10 кэВ до 100 МэВ.

При рассмотрении цепной реакции деления необходимо учитывать, что ядра различных элементов с различной вероятностью захватывают нейтроны, имеющие одинаковую энергию. Например, тепловые нейтроны вызывают деление ядер урана-235, а быстрые нейтроны, кроме деления ядер урана-235 (но с меньшей вероятностью), могут вызвать деление урана-238. Резонансные нейтроны, хотя и хорошо поглощаются ядрами урана-238, не вызывают их деления, а приводят к ряду радиоактивных превращений исходного ядра, конечным этапом которых являются ядра плутония-239.

Необходимым условием для протекания цепной реакции деления является требование $k > 1$. При $k > 1$ реакция имеет взрывной характер. А использование реакции в мирных целях требует $k \approx 1$ и дополнительных условий по управлению протекания цепной реакции.

Ядерная цепная реакция может протекать при выполнении ряда условий:

1. Уран должен быть, по возможности, очищен от примесей и продуктов реакции, которые поглощают нейтроны.

2. В случае цепной реакции на быстрых нейтронах необходимо обогащение естественного урана изотопом урана-235. В природном уране уран-235 составляет 0,7%, а необходимое содержание урана – 235 \approx 15%.

3. Для осуществления реакции на тепловых нейтронах необходимо избежать захвата нейтронов ураном-238 в резонансной области, где не вызывается деление ядер. Это достигается использованием замедлителей, которым нейтрон передает значительную долю энергии, скачком преодолевает резонансную область и превращается в тепловой нейтрон. Хорошим замедлителем является тяжелая вода D_2O (двуокись дейтерия) и углерод C (в виде графита).

4. Необходимо понижение вероятности радиационного захвата нейтронов, которое достигается тем, что вместо однородной смеси урана и замедлителя (гомогенная система) применяются чередующиеся блоки этих веществ (гетерогенная система). При ее использовании, образовавшийся в уране быстрый нейтрон успевает уйти в замедлитель до достижения им резонансной энергии. Там он становится тепловым, после чего диффундирует обратно в уран, где вступает в цепную реакцию. В гомогенной системе цепная реакция в естественном уране может протекать только при использовании самого дорогого замедлителя - тяжелой воды. В гетерогенной системе она идет в том случае, когда замедлителем служит гораздо более дешевый графит.

5. Для осуществления цепной реакции наиболее выгодна система, форма которой близка к сферической. Для нее утечка нейтронов через поверхность будет минимальной.

6. Цепная реакция будет идти лишь в том случае, когда ядерного горючего достаточно много. Минимальная масса топлива, при которой еще протекает ядерная реакция, называется критической массой. Значение критической массы определяется геометрией физической системы, ее структурой и внешним окружением. Например, для сферы из чистого урана-235 критическая масса равна 47 кг. Это шар диаметром 17 см. Но если тот же уран прослоен тонкими полиэтиленовыми пленками и окружен бериллиевой оболочкой, то критическая масса снижается до 242 г (шар диаметром около 3 см.). Оболочка служит здесь отражателем нейтронов, направляющим их обратно в зону реакции.

Таким образом, применительно к ядерному реактору при значении ко-

коэффициента размножения $k=1$ реакция протекает стационарно (рабочий режим реактора). При $k>1$ интенсивность нарастает (режим разогрева реактора или взрыва бомбы). При $k<1$ реакция гаснет (режим выключения реактора или вообще отсутствие реакции).

Система при $k=1$ называется критической, при $k>1$ - надкритической, при $k<1$ - подкритической.

Цепную реакцию деления можно осуществить с использованием разных видов топлива и замедлителя:

- 1) естественного урана с тяжеловодным или графитовым замедлителем;
- 2) слабообогащенного урана с любым замедлителем;
- 3) сильнообогащенного урана или искусственного ядерного топлива (плутония) без замедлителя (цепная реакция на быстрых нейтронах).

3.2. Понятие о ядерном реакторе и принципе его работы

Ядерный реактор - это устройство, в котором осуществляется управляемая ядерная цепная реакция деления, сопровождающаяся выделением тепла и используемая для производства электроэнергии.

Ядерные реакторы в зависимости от того, какие нейтроны участвуют в реакции деления, подразделяются на реакторы на тепловых и на быстрых нейтронах. А в зависимости от взаимного расположения ядерного топлива и замедлителя ядерные реакторы разделяют на гомогенные и гетерогенные.

Принципиальная схема гетерогенного ядерного блока на тепловых нейтронах приведена на рис. 3.1.

Основную часть реактора составляет активная зона, в которой и происходит цепная реакция деления. В активной зоне находится ядерное топливо, которое размещается в тепловыделяющих элементах (ТВЭЛ), объединенных общим корпусом в тепловую сборку (ТВС) (1), и замедлитель (2). Для снижения вылета нейтронов активную зону окружают слоем отражателя (3). За отражате-

лем располагают биологическую защиту (4), которая предохраняет персонал и окружающее пространство от ионизирующего излучения реактора. Управление цепной реакцией деления производится с помощью регулирующих стержней (5), которые поглощают нейтроны. Выделяющееся в активной зоне тепло непрерывно отводится потоком теплоносителя (6) через каналы охлаждения, расположенные внутри активной зоны.

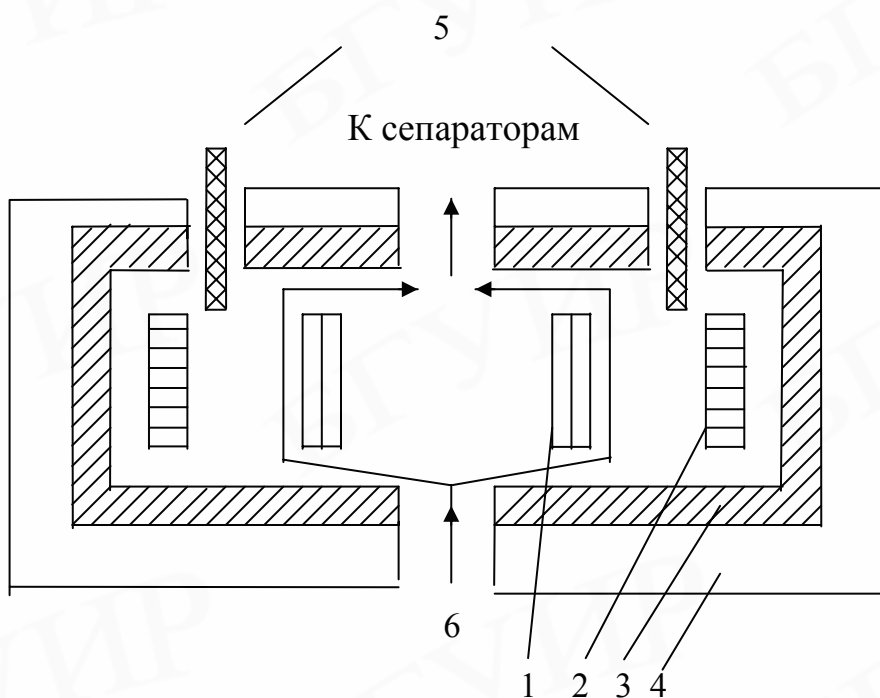


Рис. 3.1

Реактор, при стационарной работе которого всегда должно выполняться условие $k=1$, представляет собой идеализированную модель. Основными факторами, вызывающими нарушение нейтронного баланса и снижение коэффициента размножения, являются: температурный эффект; изменение состава ядерного топлива; отравление и шлакование реактора.

Состояние реактора с точки зрения критичности (способности к поддержанию цепной реакции деления) характеризуют реактивностью. Под ней понимают относительное отклонение коэффициента размножения нейтронов от единицы и оценивают ее выражением

$$\rho = \frac{k - 1}{k} \quad (3.3)$$

Нулевая реактивность соответствует критическому состоянию реактора, положительная - надкритическому ($k > 1$), отрицательная ($k < 1$) - подкритическому.

На реактивность большое влияние оказывают температура и физические свойства материалов. При этом наблюдается очень сложное изменение реактивности при нагреве реактора, которое называют температурным эффектом и характеризуют температурным коэффициентом реактивности (α_T), рассчитываемым по формуле

$$\alpha_T = \frac{\rho(T_2) - \rho(T_1)}{T_2 - T_1} \quad (3.4)$$

Температурный коэффициент показывает изменения реактивности при нагреве реактора на 1К.

Работа реактора в стационарном и переходном режимах устойчива при отрицательном α_T . В этом случае реактор является саморегулирующимся, т.е. способным при температурных возмущениях переходить в стабильное состояние без включения системы регулирования.

В реакторах с положительным α_T случайное повышение температуры вызывает рост реактивности, мощности реактора и требует вмешательства системы регулирования реактора.

Во время работы реактора состав активной зоны значительно изменяется за счет появления продуктов деления, разнообразных радиоактивных превращений. Эти процессы приводят к снижению реактивности реактора. Если снижение активности обусловлено появлением в активной зоне нуклидов, хорошо поглощающих нейтроны, то такое снижение реактивности называют отравлением реактора. Если в реакторе появляются нуклиды, сравнительно слабо поглощающие нейтроны, то их называют шлаками, а сопутствующий процесс снижения реактивности - шлакованием.

Процессы отравления и шлакования непосредственно связаны с дополнительной потерей нейтронов в активной зоне, поэтому для компенсации про-

исходящего снижения реактивности необходимо увеличить начальную загрузку ядерного топлива по сравнению с критическим значением.

Оперативное изменение коэффициента размножения, удержание реактора в критическом и подкритическом режимах осуществляется системой управления и защиты (СУЗ). Она выполняет три основные функции:

- 1) компенсацию избыточной реактивности;
- 2) изменение мощности реактора, включая его пуск и остановку, а также поддержание мощности при случайных колебаниях параметров;
- 3) аварийную защиту реактора (быстрое и надежное гашение цепной реакции деления).

Основной частью СУЗ являются регулирующие и поглощающие стержни, которые вводят в активную зону: чем глубже находится поглощающий стержень, тем ниже коэффициент размножения. В качестве поглощающих материалов используют карбит бора, кадмий и т.д..

В соответствии с функциями СУЗ поглощающие стержни разделяют на три группы: стержни автоматического регулирования (АР), компенсирующие стержни (КС) и стержни аварийной защиты (АЗ).

Стержни АР поддерживают мощность реактора на заданном уровне. Перемещение стержней АР изменяет реактивность зоны и тем самым переводит реактор в различные состояния: надкритическое (рост мощности), критическое (стационарный уровень мощности) и подкритическое (снижение мощности).

Стержни КС компенсируют запас реактивности во время работы реактора путем постепенного вывода из активной зоны.

Стержни АЗ вводят в активную зону с максимальной скоростью для остановки реактора в аварийной ситуации.

4. ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ И ИХ ЕДИНИЦЫ

Мера воздействия ионизирующего излучения на вещество определяется

рядом величин, к которым относятся: экспозиционная доза X ; поглощенная доза D ; эквивалентная доза H ; эффективная эквивалентная доза H_e и некоторые другие.

Экспозиционная доза определяет ионизационную способность рентгеновского и γ -излучения и выражает энергию излучения, преобразованную в кинетическую энергию заряженных частиц в единице массы атмосферного воздуха.

Экспозиционная доза X есть отношение суммарного заряда dQ всех ионов одного знака в элементарном объеме воздуха к массе dm воздуха в этом объеме:

$$X = \frac{dQ}{dm}. \quad (4.1)$$

Единица экспозиционной дозы в системе СИ - кулон на килограмм (Кл/кг). Он равен экспозиционной дозе, при которой в воздухе массой 1 кг произведены ионы, несущие электрический заряд 1 Кл каждого знака.

Внесистемной единицей является рентген (Р). 1Р соответствует образованию $2,08 \cdot 10^9$ пар ионов в 1 см^3 воздуха при температуре 0°C и давлении 760 мм. рт. ст. $1\text{Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$.

Поглощенная доза дает количественную оценку действия любого вида ионизирующего излучения в любом облученном веществе. Она показывает, какое количество энергии излучения поглощено в единице массы облучаемого вещества. Если в результате воздействия на вещество массой dm поглощается энергия ионизирующего излучения dE , то поглощенная доза определяется выражением

$$D = \frac{dE}{dm}. \quad (4.2)$$

За единицу поглощенной дозы в системе СИ принят Грей (Гр). Это такая доза, при которой массе 1 кг передается энергия ионизирующего излучения 1 Дж. $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$. Внесистемной единицей поглощенной дозы является рад -

энергия в 100 эрг, поглощенная 1 г вещества. **1 Гр=100 рад.**

Эквивалентная доза вводится для оценки радиационной опасности облучения человека от разных видов излучения. Особенности радиационного эффекта в биологической ткани в зависимости от вида ионизирующего излучения при одной и той же поглощенной дозе **D** учитываются усредненным коэффициентом качества \bar{K} . Это дает возможность эквивалентную дозу **H** оценить выражением

$$\mathbf{H} = \bar{\mathbf{K}} * \mathbf{D}. \quad (4.3)$$

Коэффициент качества дает количественную оценку биологического действия каждого вида излучения, которая зависит от его ионизирующей способности. Значения **K** приведены в табл. 4.1.

Таблица 4.1

Вид излучения	\bar{K}
Рентгеновское и γ -излучение	1
Электроны, позитроны и β -излучение	1
α - излучение с энергией меньше 10 МэВ	20
Нейтроны с энергией меньше 20 кэВ	3
Нейтроны с энергией 0,1...10 МэВ	10
Протоны с энергией меньше 10 МэВ	10

Для излучений, \bar{K} которых равны единице, **H = D**. За единицу эквивалентной дозы в системе СИ принят зиверт (Зв). Зиверт равен такой эквивалентной дозе, при которой произведение поглощенной дозы на средний коэффициент качества составляет 1 Дж/кг в биологической ткани стандартного состава. Из этого определения следует, что

$$\mathbf{1\ Зв} = \frac{\mathbf{1}}{\bar{\mathbf{K}}} \text{ Гр}. \quad (4.4)$$

Из выражения (4.4) видно, что эквивалентная доза 1 Зв реализуется при поглощенной дозе 1 Гр только при воздействии на биологическую ткань таких излучений, для которых $\bar{K} = 1$. Для излучений с $\bar{K} > 1$ эквивалентная доза 1 Зв

достигается при поглощенной дозе, меньшей 1 Гр. Так, например, при действии на биологическую ткань α -излучения эквивалентная доза 1 Зв реализуется при поглощенной дозе всего лишь 0,05 Гр. На практике используется внесистемная единица эквивалентной дозы - бэр (биологический эквивалент рада).

$$1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр.}$$

Эффективная эквивалентная доза вводится для того, чтобы оценить опасность для всего организма облучения отдельных органов и тканей, которые имеют неодинаковую восприимчивость к ионизирующим излучениям. Эффективная эквивалентная доза облучения определяется соотношением

$$H_e = \sum_{i=1}^n H_i W_i, \quad (4.5)$$

где H_i - среднее значение эквивалентной дозы облучения i -го органа человека; W_i - взвешенный коэффициент, равный отношению риска облучения данного органа (ткани) к суммарному риску при облучении всего тела.

Взвешенные коэффициенты или коэффициенты радиационного риска, позволяют выровнять риск облучения вне зависимости от того, облучается всё тело равномерно или неравномерно. Значения W_i приведены в табл. 4.2.

Таблица 4.2

Органы (ткани)	W_i
Половые железы	0.25
Молочная железа	0.15
Красный костный мозг	0.12
Легкие	0.12
Щитовидная железа	0.03
Поверхности костных тканей	0.03
Остальные ткани	0.3

Сумма взвешенных коэффициентов для всего организма

$$W_1 + W_2 + \dots + W_n = 1.$$

Расчет эффективной эквивалентной дозы облучения особенно важен при

лучевой терапии отдельных органов. Например, облучение щитовидной железы дозой 1 Зв приводит к тому же поражению организма, что и при облучении дозой 0,03 Зв всего тела.

При возможном облучении группы людей также необходимо определять меру ожидаемого эффекта облучения. Для этой цели используется понятие коллективной эквивалентной дозы (H_s) - это сумма индивидуальных эквивалентных доз H_i у данной группы людей:

$$H_s = \sum_{i=1}^n H_i N_i, \quad (4.6)$$

где N_i - число лиц среди данного контингента, получивших эквивалентную дозу H_i .

Единица измерения коллективной эквивалентной дозы в системе СИ – **чел*Зв**, внесистемная единица- **чел.*бэр**.

Важной характеристикой ионизирующих излучений является мощность дозы P , которая показывает, какую дозу облучения получает среда за единицу времени, т.е. скорость изменения дозы. Она оценивается формулой

$$P = \frac{dD}{dt}. \quad (4.7)$$

Для поглощенной дозы единицей этой величины являются Гр/с и рад/с, для эквивалентной дозы - Зв/с и бэр/с, экспозиционной дозы - А/кг (ампер на килограмм). Внесистемными единицами экспозиционной мощности дозы служат Р/с, Р/мин и Р/ч.

В заключение следует отметить, что с помощью приборов можно измерить экспозиционную дозу, а также, при определенных условиях, поглощенную дозу. Все остальные дозы приборами не измеряются, а могут быть оценены только расчетным путем. Например, внесистемная единица 1 Р соответствует поглощенной дозе 0,873 рад в воздухе или 0,96 бэр в биологической ткани.

5. ЕСТЕСТВЕННЫЕ И ИСКУССТВЕННЫЕ ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

5.1. Естественный радиационный фон

Естественный радиационный фон есть неотъемлемый фактор окружающей среды, оказывающий существенное воздействие на жизнедеятельность человека. Эволюционное развитие показывает, что в условиях естественного фона обеспечиваются оптимальные условия для жизнедеятельности человека, животных, растений. Поэтому при оценке опасности, обусловленной ионизирующим излучением, крайне важно знать характер и уровни облучения от различных источников излучений.

Естественное фоновое облучение человека обуславливается внешним и внутренним облучением. Внешнее облучение создается за счет воздействия на организм ионизирующих излучений от внешних по отношению к человеку источников излучения, а внутреннее - за счет воздействия на организм ионизирующих излучений радиоактивных нуклидов, находящихся внутри организма.

Космические излучения и изотопы земной коры создают естественный радиационный фон, который характерен для каждой местности. Различают первичное и вторичное космическое излучение.

Первичное космическое излучение представляет собой поток частиц, попадающих в земную атмосферу из межзвездного пространства. Оно состоит из протонов (примерно 90%) и альфа-частиц (около 10%). В меньших количествах присутствуют нейтроны, электроны, ядра легких элементов. Большая часть первичного космического излучения возникает в пределах нашей Галактики. Энергия частиц первичного излучения достигает 10^{12} – 10^{14} МэВ. Кроме того, при солнечных вспышках возникает солнечное космическое излучение, которое не приводит к заметному увеличению дозы облучения на поверхности Земли.

Вторичное космическое излучение образуется в результате взаимодействия частиц первичного космического излучения с ядрами атомов, входящих в

состав воздуха. Оно содержит практически все известные в настоящее время элементарные частицы. У поверхности Земли оно состоит в основном из фотонов, электронов и позитронов с энергией до 100 МэВ.

Научный комитет ООН по действию атомной радиации рекомендует принимать среднее значение мощности поглощенной дозы космического излучения на уровне моря $2,8 \cdot 10^{-4}$ Гр в год. С возрастанием высоты над уровнем моря мощность эквивалентной дозы космического облучения увеличивается.

В земной коре имеются радиоизотопы, не успевшие распасться за время существования Земли. Они имеют период полураспада в миллиарды лет и важнейшими из них являются калий-40, уран-238, торий-232. Тяжелые ядра этих изотопов до полного распада успевают произвести несколько промежуточных радиоактивных изотопов.

Если распад урана или тория происходит не в монолитной, а в измельченной породе, на этапе образования радона он может переместиться в атмосферу. Радон - это газ. Попадая в атмосферу, он переносится воздушными массами, продолжая распадаться, что сопровождается образованием новых радиоизотопов и радиоактивным излучением. Радон вносит вклад во внешнее и внутреннее облучение, так как может попадать в организм с вдыхаемым воздухом.

Доза излучения над поверхностью Земли, создаваемая естественными радионуклидами, определяется их содержанием в почве. При оценке уровня облучения населения естественными радионуклидами следует учитывать, что значительную часть времени человек находится внутри зданий, которые могут оказывать экранирующее действие. В то же время в качестве строительных материалов используются горные породы, которые содержат повышенные концентрации естественных радионуклидов. Научный комитет ООН по действию атомной радиации рекомендует считать допустимой эквивалентную дозу облучения 0,35 мЗв в год.

Внутреннее облучение человека создается радионуклидами, попадающими с воздухом, пищей и водой внутрь организма. Из них наиболее высокий

вклад в эффективную эквивалентную дозу вносят калий-40, углерод-14, полоний-210, радий-226. В среднем примерно 2/3 эффективной эквивалентной дозы облучения, которую человек получает от естественных источников радиации, обусловлены внутренним облучением. Величина дозы внутреннего облучения, по данным того же комитета, составляет 1,65 мЗв в год.

Таким образом, суммарная эффективная эквивалентная доза от естественных источников радиации составляет 2 мЗв, в том числе от внутреннего облучения - 1,35 мЗв, от внешнего - 0,65 мЗв. При этом основной вклад в эффективную дозу дает облучение легких вследствие вдыхания не имеющего вкуса и запаха тяжелого газа радона.

5.2. Искусственные источники радиации

Рассмотренные выше уровни фонового облучения человека относятся к извечному распределению естественных источников радиации, сложившемуся на нашей планете. В процессе использования различных технологий человек может локально изменять распределение источников радиации.

Добыча и переработка ископаемых перераспределяют природные радиоактивные элементы. Сжигание каменного угля приводит к выбросу в атмосферу аэрозолей, содержащих большое количество радиоактивных элементов. Зола угля идет на производство бетона, в результате чего бетонные здания имеют повышенный радиационный фон. Для производства кирпича также используются некоторые природные материалы, которые дают вклад в радиационный фон (до 1 мЗв/год).

Другим источником технологически повышенного радиационного фона является использование фосфорных удобрений в сельском хозяйстве, что приводит к проникновению радионуклидов из почвы в пищевые культуры.

За последние несколько десятилетий человек научился использовать энергию атомного ядра в самых разных целях. Она используется для создания

атомного оружия, производства электроэнергии, в медицине и др. Испытания ядерного оружия и аварии на радиационно опасных объектах привели к дополнительному радиоактивному загрязнению всей планеты. Заброшенные на большую высоту радиоактивные вещества многократно огибают Землю и независимо от того, в какой географической точке произошел взрыв, концентрируются, в основном, между тридцатым и пятидесятым градусом широты в северном и южном полушариях. При этом в северном полушарии концентрация в 3-4 раза больше, чем в южном. Радиоактивные вещества постепенно опускаются вниз, выпадают на земную поверхность большей частью с ливневыми дождями.

Существенную добавку в получаемую человеком дозу вносят медицинские процедуры: лучевая терапия, рентгеновские обследования, изотопная диагностика. Доза местного одноразового облучения при рентгенографии зубов составляет 30 мЗв, при рентгеноскопии желудка - 300 мЗв, при флюорографии - 3,7 мЗв. Радиоактивные изотопы широко используются в технике для неразрушающего контроля качества изделий.

Незначительные дозы прибавляются к естественному радиационному фону при просмотре телевизора, при работе с дисплеем ЭВМ, при перелетах самолетом и т.д.

Дозы облучения человека от источников, дающих наибольший вклад в индивидуальную дозу, приведены в табл. 5.1.

Таблица 5.1

Источники облучения	Индивидуальная доза, мЗв/ГОД
Естественные источники	2,4
Медицинские процедуры	0,4
Испытания ядерного оружия	0,2
Авария на Чернобыльской АЭС	В среднем по Беларуси 2,2

Из табл. 5.1 видно, что из искусственных источников облучения основную добавку к естественному радиационному фону дают медицинские проце-

дуры. Авария на Чернобыльской АЭС в среднем по Беларуси дала в первый год индивидуальную дозу, приблизительно равную естественному радиационному фону.

6. БИОЛОГИЧЕСКОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА

6.1. Особенности реакции отдельных тканей и органов на воздействие излучений

Исследованиями установлено, что не все клетки живых организмов поражаются в равной степени при одной и той же поглощенной дозе излучений, а эффект поражения определенной ткани не равен сумме клеточных эффектов этой ткани. Данное явление объясняется неодинаковой радиочувствительностью разных клеток и тканей к воздействию излучений. Отдельные ткани и органы взрослого человека относительно мало чувствительны к действию радиации. Так, почечная ткань выдерживает дозу облучения 23 Гр, печень - 40 Гр, кости, хрящи - до 70 Гр. В то же время однократное облучение ткани половых желез в дозе 0,1 Гр приводит к временной стерилизации мужчин, а доза свыше 2 Гр - к полной, постоянной стерильности мужчин.

Весьма чувствительны к воздействию ионизирующих излучений костномозговая ткань, селезенка, лимфоидная ткань. Доза, равная 4 Гр, вызывает гибель стволовых, родоначальных клеток этих тканей. В таких условиях нарушаются или совсем прекращаются дифференциация и созревание клеточных элементов крови - эритроцитов, лейкоцитов, лимфоцитов и тромбоцитов. Перечисленные элементы крови в норме живут от нескольких дней до нескольких недель. Отсутствие их замены и ведет к гибели организма.

Основным критерием, характеризующим радиочувствительность клеток и тканей, является скорость или интенсивность их деления (размножения). Деление клетки начинается с удвоения числа хромосом в ядре. По мере созревания хромосомы расходятся по полюсам цитоплазмы клетки. В этот период

нежные незащищенные нити хромосом становятся весьма уязвимыми к воздействию излучения.

По радиочувствительности условно все органы и ткани можно разделить на три группы.

К первой, наиболее чувствительной к излучениям группе относятся костный мозг, половые железы, селезенка, лимфоидная ткань. Стволовые клетки этих тканей полностью погибают при дозе облучения 10 Гр.

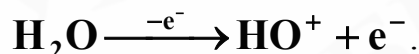
Ко второй, более резистентной к излучениям группе тканей относятся пищеварительный тракт, печень, органы дыхания, органы выделения, мышечная ткань. Клетки перечисленных тканей выдерживают дозу облучения до 40 Гр.

К третьей группе относятся нервная ткань, кожные покровы, хрящевая и костная ткань, которые выдерживают дозу облучения до 80-100 Гр.

Выделяют два пути поражения клеток ионизирующим излучением: прямой и косвенный (непрямой). Прямой путь поражения клетки характеризуется поглощением энергии излучения молекулами (мишенями) клеток, и в первую очередь молекулами ДНК (дезоксирибонуклеиновой кислоты), входящими в структуру ядерных хромосом. При прямом воздействии ионизирующих излучений происходят возбуждение молекул, их ионизация, разрыв химических связей. Разрушаются ферменты и гормоны и соответственно в организме осуществляются физико-химические сдвиги. Происходит абберрация хромосом. Последние надрываются, разрываются на осколки или структурно перестраиваются. Тесная зависимость между степенью разрушения (аббераций) хромосом и летальным эффектом облучения свидетельствует о решающей роли поражения ядерного материала в исходе лучевого поражения клеток.

Косвенное воздействие ионизирующих излучений проявляется в химических реакциях, происходящих в результате разложения (гидролиза) воды. Поскольку организм человека состоит на 85-90% из воды, этот путь поражения является важным в формировании последствий радиационных поражений.

Под влиянием излучений происходит ионизация молекул воды:



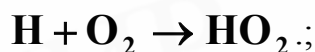
Образующиеся свободные электроны активно присоединяются к нейтральным молекулам воды, образуя отрицательно заряженные ионы:

Ошибка! Ошибка связи..

Ионы воды нестабильны и легко диссоциируют:



Образующийся радикал **H** в присутствии свободного кислорода образует высокотоксичные, высокоактивные радикалы **HO₂** и **H₂O₄** :



Образующиеся кислые радикалы (гидропероксиды) активно вступают в химические реакции с неповрежденными молекулами других структур клеток, образуя новые токсичные химические соединения - радиотоксины. Радиотоксины в свою очередь еще больше повреждают клеточные образования, вызывая гибель клеток. Наблюдается торможение клеточного роста, регенерации тканей, нарушение функций кроветворения, пищеварительной системы, снижение резистенции организма к внешним воздействиям за счет угнетения иммунитета.

Таким образом, в результате прямого и непрямого воздействия радиации на организм отмечаются изменения в молекулярных структурах ядерных клеток, в хромосомном аппарате их, поражаются генетические структуры ДНК, изменяются химические и биохимические процессы в клетках и тканях (токсические белковые образования). В болезненный процесс втягивается весь организм. В большей степени изменения происходят в критических органах (первая группа тканей), в которых происходит интенсивное клеточное деление. При этом степень поражения органов и тканей стоит в прямой зависимости от полученной дозы облучения - поглощенной дозы, а также от времени, в течение которого получена эта доза. Последнее объясняется тем, что в ответ на появление

в организме радиационных нарушений в работу включаются механизмы восстановления (репарации), которые при не смертельных дозах облучения частично или полностью восстанавливают нарушенные функции. Исследованиями установлено, что в течение месяца после облучения восстанавливается до 50% изменений, наступивших в организме, в течение 2 месяцев – 80% и в течение 3 месяцев - до 90% изменений. Из приведенных данных вытекает, что последствия облучения дозой, например, 200 рентген, полученных одновременно и в течение 1-2 месяцев, будут неодинаковыми. При значительных дозах облучения (смертельных), когда восстановительные механизмы подавлены, восстановление нарушенных функций резко замедляется или вовсе прекращается.

6.2. Биологические реакции целостного организма на действие ионизирующих излучений

При воздействии разных доз облучения людей могут наблюдаться следующие радиационные эффекты:

соматические (нестохастические). Это непосредственные телесные повреждения организма, возникающие вскоре после воздействия облучения;

соматико-стохастические эффекты. Это последствия, которые выявляются на больших группах людей в более отдаленные периоды после облучения. Ими могут быть развитие опухолей разных органов и тканей, лейкозы, сокращение общей продолжительности жизни людей;

генетические эффекты. Они проявляются в виде возникновения хромосомных aberrаций, доминантных генных мутаций.

Соматические нестохастические эффекты проявляются в форме острой лучевой болезни, хронической лучевой болезни, местных радиационных поражений, лучевых поражений, которые вызываются инкорпорированием радиоактивных веществ, комбинированными радиационными поражениями.

Острая лучевая болезнь (ОЛБ) - это общее заболевание организма, которое развивается после однократного облучения или многократного облучения

на протяжении небольшого промежутка времени (до 4 суток). Развитие ОЛБ отмечается после облучения всего организма гамма-излучениями или потоком нейтронов в условиях военных конфликтов или в мирное время в результате радиационных аварий дозой 1 Гр и более. В зависимости от дозы облучения выделяют четыре степени тяжести острой лучевой болезни: легкую, средней тяжести, тяжелую и крайне тяжелую (табл. 6.1).

Таблица 6.1

**ХАРАКТЕРИСТИКА ОСТРОЙ ЛУЧЕВОЙ БОЛЕЗНИ ПО СТЕПЕНИ ТЯЖЕСТИ
И ПОСЛЕДСТВИЯМ ДЛЯ ОРГАНИЗМА ЧЕЛОВЕКА**

Степень тяжести, (доза облучения, рад)	Время проявле- ния первичной реакции	Характер первич- ной реакции	Косвенные признаки первичной реакции	Латентный (скрытый) период	Смертность (без лече- ния)
Легкая (100-200)	Через 2,0-2,5 часа после облучения	Тошнота, одно- кратная рвота	Несильная головная боль, легкая слабость	4-5 недель	Нет
Средней тяжести (200-400)	Через 1,0-2,0 часа после облучения	Тошнота, рвота 2 и более раз	Слабость, постоянная головная боль, температура тела повыше- на до 37,5°C	3-4 недель	40%
Тяжелая (400-600)	Через 0,5-1,0 часа после облучения	Множественная рвота длится до 2 суток	Выраженное недомогание, силь- ная головная боль, температура тела повышена до 38-38,5°C	10-20 суток	до 95%
Крайне тяжелая (свыше 600)	Через 20-30 ми- нут после облу- чения	Неукротимая рво- та, длится 3-4 су- ток	Сознание помутнено, сильная головная боль, температура тела повышена до 39-40°C. Покрасне- ние кожных покровов	3-4 суток, или вовсе отсутствует	100%

ОЛБ - циклическое заболевание, для которого характерны четыре периода течения болезни: первый - первичная общая реакция на облучение, второй (латентный) период - это период мнимого благополучия, при котором после первичной реакции в результате мобилизации всех резервов организма отмечается значительное улучшение состояния. Третий период характеризуется разгаром болезни, при котором проявляются многие клинические симптомы: кровоточивость тканей, снижение числа лейкоцитов, тромбоцитов, высокая температура, понос и другие симптомы. Четвертый период - это период разрешения болезни, который заканчивается выздоровлением или смертельным исходом. Длительность последнего периода - от 2-3 недель (смертельный исход) до 3-4 месяцев (выздоровление и реабилитация).

Хроническая лучевая болезнь (ХЛБ) - это заболевание всего организма, которое развивается при длительном, многократном облучении людей малыми дозами. Первые признаки заболевания отмечаются при суммарном облучении в дозах 0,7-1,5 Зв и мощности излучения 1-5 мЗв в сутки. ХЛБ может возникать как в мирное время, так и во время военных конфликтов при применении ядерного оружия.

Для ХЛБ характерно постепенное развитие, продолжительный период нарастания нарушения функций организма. Обычно болезнь развивается через 3-5 лет от начала облучения, симптомы болезни прогрессируют постепенно.

Легкая степень ХЛБ отмечается у лиц с накопленной дозой облучения до 1,5 Гр. Отмечается быстро наступающее утомление, головные боли, сла-

бость, нарушение сна, снижение артериального давления. В крови отмечается снижение гемоглобина, уменьшение количества лейкоцитов, тромбоцитов. Прогноз заболевания благоприятный. После длительного лечения (7-8 недель) может наступить полное выздоровление.

ХЛБ средней тяжести характеризуется усилением симптомов характерных для ХЛБ легкой степени. Резко снижается работоспособность, появляются сердечные боли. Картина крови значительно ухудшается, появляется кровоточивость десен, слизистой оболочки носа. Снижается сопротивляемость организма к инфекциям (грипп, ангина, ОРЭ и др.). Болезнь развивается при накопленной дозе до 2-2,5 Гр. Прогноз заболевания - длительная или полная потеря трудоспособности. Выздоровление после длительного лечения - неполное.

Третья, тяжелая степень хронической лучевой болезни характеризуется тяжелым состоянием больных. Резко снижен иммунитет, что является причиной развития инфекционных заболеваний. Усиливается кровоточивость слизистых оболочек, кишечника. Периоды улучшения после интенсивного лечения недлительные. Трудоспособность не восстанавливается. Заболевание чаще заканчивается смертью по причине гематологических или инфекционных осложнений. Названная степень болезни развивается при накопленной дозе облучения свыше 2,5 Гр.

Местные радиационные поражения (МРП) развиваются при воздействии бета- гамма-излучений непосредственно на открытые участки тела при интенсивном их загрязнении радиоактивной пылью, а также на слизистые оболочки дыхательных путей и пищеварительного тракта при попадании радионуклидов внутрь организма. Характеризуются покраснением кожи и слизистых (ожоги), их изъязвлением, отечностью. Образующиеся ожоги и язвы долго не заживают ввиду снижения иммунитета, общей сопротивляемости организма.

Изменения, которые возникают в организме под воздействием ионизирующих излучений, могут проявляться в более отдаленные промежутки

времени - 5-20 лет и более. Это так называемые отдаленные последствия. В отдаленном периоде могут возникать вероятностные, или стохастические, эффекты, а также генетические эффекты. В первом случае эффекты возникают в результате мутаций и других нарушений в клеточных структурах соматических клеток различных органов и тканей (злокачественные опухоли, лейкозы, другие астенические состояния организма). Во втором случае эффекты возникают в половых клетках яичников и семенников, в результате чего в последующих поколениях могут выявляться многие наследственные нарушения жизнедеятельности организма: внутриутробная гибель плода, выкидыши, преждевременные роды, разнообразные уродства развития несовместимые с жизнью.

Спорным остается вопрос о том, какие дозы облучения считать малыми. Вопрос изучен недостаточно. Однако можно с уверенностью сказать, что развитие многих инфекционных заболеваний (острые респираторные, грипп, пневмонии, хронические болезни сердца и легких, печени и др.) провоцируется малыми дозами облучения людей. При этом доказана более выраженная патология у лиц, которые более медленно "набирали" ту или иную дозу.

7. АВАРИЯ НА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС

7.1. Типовые ядерные энергетические установки

Ядерные энергетические установки (ЯЭУ) различаются типом реактора, видом теплоносителя, целевым назначением, тепловой схемой и т.д.

В зависимости от структуры расположения ядерного топлива и замедлителя реакторы могут быть гомогенными и гетерогенными. Первые ЯЭУ развития не получили. Широкое распространение получили три разновидности гетерогенных реакторов на тепловых нейтронах: 1) с жидким замедлителем, являющимся одновременно теплоносителем (вода); 2) с твердым замедлителем (графит); 3) с жидким замедлителем (тяжелая вода).

По конструктивному исполнению реакторы подразделяются на корпусные и каналные. В корпусных реакторах активная зона находится в корпусе, который рассчитан на полное давление теплоносителя. Корпусные реакторы компактны, но их единичная мощность ограничена. В каналных реакторах отсутствует прочный корпус. Активная зона состоит из одинаковых технологических каналов с индивидуальным охлаждением, в которых размещаются тепловыделяющие сборки (ТВС). Увеличивая число каналов, можно получить более высокую единичную мощность.

Тепловая схема ЯЭУ может быть одно-, двух- и трехконтурной. Одно- и двухконтурные схемы применяются с реакторами на тепловых нейтронах с водным теплоносителем, трехконтурные - с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

В СНГ наибольшее распространение получили водоохлаждаемые установки типа ВВЭР и РБМК.

Водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР) - это гетерогенный реактор на тепловых нейтронах, в котором вода используется одновременно в качестве теплоносителя и замедлителя нейтронов. В СНГ на промышленных АЭС с электрической мощностью блока 440 и 1000 МВт используются два типа таких реакторов: ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Строятся в настоящее время только энергетические блоки ВВЭР-1000.

Реакторы типа ВВЭР представляют собой вертикальный толстостенный цилиндрический сосуд с самоуплотняющейся сферической крышкой, рассчитанной на давление до 18 МПа. Активная зона реактора находится внутри корпуса. Ядерным топливом служит диоксид урана, обогащенный до 3...4%, спеченный в таблетки диаметром чуть больше сантиметра и высотой 1,5 см. Таблетки помещаются в тонкостенные твэлы из циркония, представляющие собой пустотелые цилиндры длиной, соответствующей высоте активной зоны. Для обеспечения необходимой жесткости, удобства монтажа твэлы соединяют в кассеты. Длительность нахождения топлива в активной зоне 3 года. Но для более равномерной работы реактора его каждый год ос-

танавливают и заменяют 1/3 кассет.

Реактор располагается в бетонной шахте, вокруг которой расположены парогенераторы и циркулярные насосы, прокачивающие воду через активную зону. Все это оборудование окружено защитой из воды и железобетона для снижения уровня нейтронного и γ -излучения. Тепловая схема ВВЭР является двухконтурной (рис. 7.1).

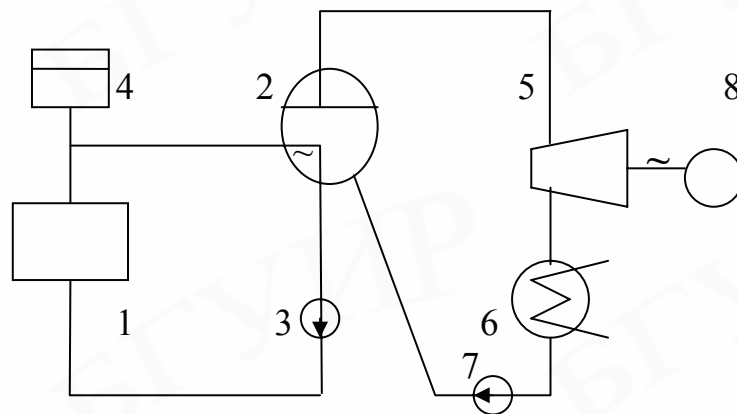


Рис. 7.1

Это означает, что теплоноситель и рабочее тело движутся по самостоятельным контурам, общим оборудованием для которых является парогенератор (2).

Контур теплоносителя называется первым, контур рабочего тела - вторым. Нагретая в реакторе (1) вода поступает в парогенератор (2), отдает своё тепло рабочему телу и главным циркуляционным насосом (3) возвращается в реактор. В системе первого контура находится компенсатор давления (4). Полученный в парогенераторе пар подается на турбину (5), вращает её, затем конденсируется в конденсаторе (6). Конденсат питательным насосом (7) подается в парогенератор. Электроэнергия вырабатывается электрогенератором (8). В двухконтурной схеме радиационное загрязнение второго контура невелико, поэтому реакторные установки ВВЭР используются в атомной ТЭЦ (АТЭЦ).

ЯЭУ ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 установлены на Нововоронежской АЭС, Кольской, Ровенской, Южно-Украинской и других АЭС. Масса топли-

ва в активной зоне реактора 80 т.

Наряду с реакторами типа ВВЭР в СНГ нашли применение урано-графитовые каналные реакторы типа РБМК (реактор большой мощности, каналный) .

РБМК - это гетерогенный реактор на тепловых нейтронах, характерной особенностью которого является отсутствие прочного корпуса, окружающего активную зону. Охлаждение реактора осуществляется водой, протекающей через систему параллельных каналов, пронизывающих кладку активной зоны.

Можно выделить следующие отличительные черты РБМК:

используется дешевый и доступный в больших количествах замедлитель - графит;

можно создать реактор очень большой единичной мощности;

отсутствует крупногабаритный корпус высокого давления, что дает возможность производить поканальную перегрузку топлива на работающем реакторе, отдельные каналы могут быть отключены и заменены;

охлаждение активной зоны производится кипящей водой с последующим направлением сухого отсепарированного пара непосредственно на турбины (одноконтурная схема).

К недостаткам каналных реакторов можно отнести большую разветвленность, громоздкость контура циркуляции и сложность системы контроля за работой реактора.

В СНГ в основном используется РБМК-1000 с электрической мощностью 1000 МВт, предназначенный для эксплуатации на промышленных АЭС.

ЯЭУ с реакторами РБМК-1000 установлены на Чернобыльской, Смоленской, Игналинской, Курской, Ленинградской АЭС.

Реактор РБМК—1000 размещают в бетонной шахте размерами 21,6*21,6*25,6м.

Весь этот объем заполнен кладкой из графитовых блоков размерами

25*25*60 см. В центре каждого блока, находящегося в активной зоне, сделано цилиндрическое отверстие, сквозь которое проходят технологические каналы и каналы системы управления и защиты (СУЗ). На периферии активной зоны расположен слой отражателя - те же графитовые блоки, но без каналов. Графитовая кладка окружена цилиндрическим стальным баком с водой, играющим роль биологической защиты.

Ядерным топливом для реакторов РБМК служит диоксид урана U_2O_8 , обогащенный ураном-235 до 2%, спеченный в таблетки диаметром чуть больше 1 см и высотой 1,5 см. Две сотни таких таблеток загружают в твэл, представляющий собой пустотелый цилиндр из циркония длиной 3,5 м и диаметром 13,6 мм.

Тепловая схема РБМК является одноконтурной. В этом случае пар вырабатывается непосредственно в реакторе, а теплоноситель является одновременно и рабочим телом в паровом цикле (рис. 7.2).

Теплоноситель по индивидуальным трубопроводам подводят снизу к каждому технологическому каналу реактора (1). Отвод пароводяной смеси осуществляется по индивидуальным трубопроводам в барабан-сепаратор (2). Их у РБМК всего четыре, по два с каждой стороны реактора. Это огромные горизонтальные цилиндры из высококачественной стали длиной 30 м, диаметром 2,6 м. Здесь под действием силы тяжести вода стекает вниз, а пар, отделяясь от нее, подается на две турбины (3), вращающие генератор (4). После прохождения через турбину пар остывает и конденсируется в конденсаторе (5). Эта вода, которую называют питательной, циркуляционными насосами (6) снова подается в барабаны-сепараторы, где смешивается с горячей водой из реактора и поступает на вход главных циркуляционных насосов (7). По защите от выхода за пределы АЭС радиоактивности ВВЭР имеет преимущества. В нем три "барьера" предотвращения выхода радиоактивности: оболочка твэлов, замкнутый реакторный контур, общая защитная оболочка реакторного цеха. У РБМК второй "барьер" практически отсутствует, а третий не является единым, так как размеры реакторного отделения слиш-

ком велики. Кроме того, пароводяная смесь, проходя через реактор, становится радиоактивной. Хотя основное количество радиоактивных веществ остается в отсепарированной воде, некоторая часть твердых частиц накапливается в турбине и другом оборудовании, поступая туда вместе с паром. Это предъявляет повышение требований к биологической защите, затрудняет проведение ремонта оборудования.

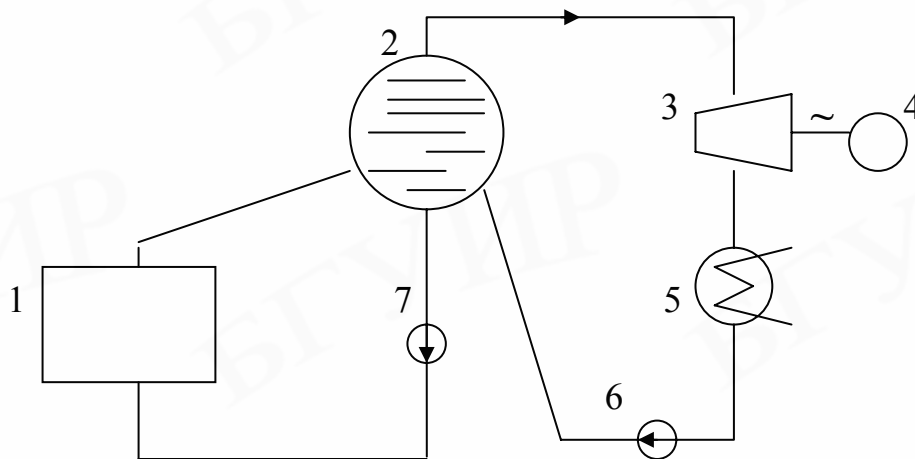


Рис. 7.2

Масса топлива в активной зоне РБМК 190 т (U_2O), замедлителя (графита) – 1850 т.

Стремление улучшить РБМК-1000 привело к созданию реактора РБМК-1500. Такие реакторы работают в составе двух блоков на Игналинской АЭС.

Повышение мощности реактора достигнуто за счет интенсификации теплообмена в тепловыделяющих сборках.

7.2. Причины аварии на ЧАЭС, начальные ее последствия и состояние остановленного реактора

В ночь с 25 на 26 апреля 1986 г. на Чернобыльской АЭС произошла крупнейшая в современной истории человечества катастрофа, последствия которой еще долго будут сказываться на жизни населения нашей республики.

Непосредственными причинами аварии явились грубейшие ошибки персонала, обслуживающего реактор, а также конструктивные недостатки

ЯЭУ РБМК-1000.

25 апреля 1986 г. планировалась остановка четвертого блока ЧАЭС для планового ремонта. В процессе остановки намечено было провести эксперимент. Он заключался в том, что один из двух турбогенераторов ЯЭУ после прекращения подачи пара на турбину должен был, продолжая вращаться по инерции, производить энергию для запитывания циркуляционных насосов, прокачивающих воду, необходимую для аварийного охлаждения реактора. Идея эксперимента заключалась в том, чтобы проверить возможность поддержания жизнеспособности ЯЭУ за счет запаса энергии вращения ротора турбины в случае, если прекращается подача пара на турбины и отключаются внешние источники электропитания системы аварийного охлаждения реактора (САОР).

Анализ программы специалистами показал грубейшие ошибки ее авторов. Во-первых, отключение САОР было необязательно. Во-вторых, электрическая цепь насосов САОР могла быть симитирована чем угодно, только не главными циркуляционными насосами, прокачивающими воду через активную зону реактора. Изменение режима их работы не может не оказывать воздействия на работу реактора в целом. Недостатки программы опыта усугубились отступлениями от программы и ошибками персонала при ее реализации. Эти недостатки и ошибки, подкрепленные пренебрежением нормами ядерной безопасности, стали главными причинами трагедии.

26 апреля в 1 ч 23 мин 44 сек мощность цепной реакции в 100 раз превысила номинальную. За доли секунды твэлы разрушаются, давление пара в каналах многократно возрастает. Происходит первый взрыв. В результате химических реакций продуктов взрыва и образования смесей водорода и окиси углерода с кислородом в 1 ч 23 мин 46 сек раздался новый взрыв. Разрушилось перекрытие реакторного зала, около четверти графита и часть топлива были выброшены наружу. Цепная реакция в зоне прекратилась. Но мощная струя газообразных и аэрозольных радиоактивных продуктов наблюдалась в течение 2-3 суток после аварии. Благодаря принятым экс-

тренным мерам выброс радиоактивных продуктов 6 мая резко снизился. Но практически выбросы завершились к концу этого месяца.

Суммарная активность аварийных выбросов оценивается в $5 \cdot 10^7$ Ки, что составляет примерно 4% общей активности продуктов ядерного деления в реакторе. В результате сложилась радиационная обстановка, своеобразие которой обусловлено: продолжительностью, дисперсным составом и высотой радиоактивного выброса, а также сложной метеорологической обстановкой.

Непосредственно взрывом 26 апреля 1986 г. выброшена лишь четверть всех радиоактивных веществ. Остальные выделялись почти 10 суток, пока реактор не был заглушен. Метеообстановка характеризовалась слабым и неустойчивым по направлению ветром в приземных слоях атмосферы, а на высотах 700...1500 м - юго-восточным ветром с переносом воздушных масс в северо-западном направлении со скоростью 5...10 м/с. В соответствии с метеообстановкой наиболее мощная струя газообразных и аэрозольных радиоактивных продуктов в течение первых 2...3 суток распространялась на различные районы Белоруссии. В последующие два дня радиоактивное облако устремилось на страны Центральной Европы и затем на Балканы, а 1 мая - на восток, в соответствии со сменой направления ветра.

Что касается состава радионуклидов в аварийном выбросе, то он примерно соответствует составу радионуклидов, накопленному в активной зоне реактора за все время его работы, и отличается от него повышенным содержанием летучих продуктов деления (йода, цезия, инертных газов). Так, считается, что были выброшены практически все радиоактивные инертные газы (ксенон, криптон), 20% йода-131, 10% цезия-134, 13% цезия-137, 4% стронция-89 и стронция-90. Всего же в воздух было выброшено около 450 различных типов радионуклидов, к числу важнейших из которых отнесен 21 радионуклид.

В начальный период после аварии основной вклад в суммарную ак-

тивность вносили короткоживущие изотопы йод-131, стронций-89, теллур-132, инертные газы. В настоящее время наибольшую опасность представляют долгоживущие изотопы цезий-137 и стронций-90, плутониевые радионуклиды, входящие в состав "горячих" частиц. "Горячие" частицы - это сравнительно крупные (десятки и более микрон), крайне радиоактивные частицы ядерного топлива, выброшенного взрывом.

В Республике Беларусь изотопами стронция и цезия загрязнено около 40 тыс. км², т.е. пятая часть территории республики. Радиоактивность загрязненных районов оказалась очень неравномерной. Цезием-137 с уровнем активности от 5 до 15 Ки/км² загрязнено около 10 тыс. км², свыше 15 Ки/км² - 7 тыс. км². На остальной загрязненной площади уровень активности от 1 до 5 Ки/км². Да и в пределах каждого "пятна" радиоактивность часто меняется в 10...20 раз.

Распределение радионуклидов по территории республики Беларусь следующее. "Горячие" частицы выпали в основном в южной части Гомельской области недалеко от ЧАЭС. Большая часть стронция также сосредоточена в 30-километровой зоне. Более летучий цезий был отнесен на большие расстояния, а газообразные радиоуглерод и тритий распространились повсеместно.

Внутри разрушенного блока после взрыва осталось около 96% топлива от первоначальной загрузки, не считая продуктов деления и конструкционных, обладающих наведенной активностью. Поэтому к числу важнейших мер по ликвидации последствий аварии относилось сооружение объекта "Укрытие", или "Саркофага". Его основное назначение состоит в предотвращении выхода в окружающую среду радиоактивных веществ из поврежденного реактора и защите прилегающих территорий от проникающего излучения.

Основная часть саркофага, заключающая в себя аварийный блок, была построена к ноябрю 1986 г. А весь объект, представляющий собой железобетонное сооружение высотой в 20-этажный дом, был завершён в 1988 г.

При эксплуатации саркофага исключается : возникновение самоподдерживающейся цепной реакции; нарушение условий теплосъема, приводящих к плавлению остатков топливной массы; образование взрывоопасной массы водорода.

Для реализации этих задач “Саркофаг” построен в виде целостной контрольно- измерительной системы, способной не только следить за процессами в разрушенном реакторе, но и прогнозировать их развитие.

Анализ получаемой информации позволяет расценивать нынешнее состояние объекта как безопасное.

8. РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКАЯ ОБСТАНОВКА В РЕСПУБЛИКЕ БЕЛАРУСЬ

Еще задолго до аварии на Чернобыльской АЭС геологами и геофизиками был изучен естественный радиационный фон на территории Белоруссии. Установлено, что по уровню экспозиционной дозы излучения фон колебался от 2 до 12 мкР/ч. Самая малая величина радиационного фона отмечалась в районе г. Мозыря - 2 мкР/ч, более высокая мощность экспозиционной дозы – 10-12 мкР/ч - регистрировалась в северных районах республики, где имеются глинистые осадочные породы, обогащенные ураном. Такой радиационный фон соответствует содержанию радиоактивных изотопов - гамма-излучателей в почвах на уровне 0,05-0,5 Ки/км²

В формировании радиэкологической обстановки в результате аварии на ЧАЭС можно выделить три стадии.

Первая стадия характеризовалась выбросом из реактора смеси летучих продуктов деления ядерного топлива. К ним относятся радиоактивные изотопы: криптон-85, ксенон-133, тритий, углерод-14, цезий-137, йод-131 и др. Облако, состоящее из данных летучих радионуклидов, представляло собой мощный поток гамма-излучения. Незащищенное население в этот период получало большие дозы от внешнего, внутреннего и комбинированного

облучения.

На второй стадии основным фактором радиационной опасности выступает радиоактивный йод (йод-131). Благодаря своей летучести он распространялся на значительные территории. Поступление йода в организм происходило по двум цепочкам: "трава – молоко - человек" и "воздушная среда - человек".

Попавший в организм человека с вдыхаемым воздухом и пищей йод-131, являясь биохимически активным элементом, легко присоединяясь к белковым молекулам, током крови распределялся вначале по всем органам и тканям, а через несколько часов большая часть его (около 60%) "оседала" в щитовидной железе. Концентрация в железе в сотни раз превышала его концентрацию в других тканях. Эту стадию называют "периодом йодной опасности". В этот период облучение щитовидной железы в разной дозе получили более 1,5 млн. человек, в том числе 160 тыс. детей. При этом 48% детей получили дозу облучения до 0,3 Зв, у 35% эта доза колебалась в пределах 0,3-1,0 Зв, а у 17% детей она была выше 1,0 Зв, т.е. свыше 100 бэр. Йодная профилактика облучения щитовидной железы у детей Белоруссии проводилась с опозданием, ограниченно, что не позволило избежать отрицательных последствий облучения.

В связи с тем, что йод-131 обладает малым периодом полураспада ($T_{1/2} = 8,04$ сут), уже через два месяца количество его уменьшилось в 250 раз.

Третья, заключительная стадия характеризуется формированием опасности для людей долгоживущими радионуклидами: цезием -137 и -134, стронцием-90, изотопами плутония-239, -240, -241, в меньшей степени цезием -144 и рутением-106.

В настоящее время гамма-активность почв и растений обусловлена, в основном, цезием-137, бета-активность - стронцием-90, альфа-активность - изотопами плутония. "Цезиевый период" будет продолжаться много десятков лет по причине длительного периода полураспада

Наиболее загрязненной территорией Республики Беларусь является юг Гомельской области, где наблюдались особенно большие дозы гамма-облучения людей в первые дни после аварии. Сюда относятся территории Хойникского, Брагинского и Наровлянского районов. Плотность загрязнения почвы в данных районах достигала 43-63 Ки/км².

В северных районах Гомельской области (Добрушский, Ветковский, Чечерский, Буда-Кошелевский) степень загрязнения радионуклидами составляла 60-72 Ки/км².

В Могилевской области высокой степени загрязнения подверглись Костюковичский, Чериковский, Краснопольский, Славгородский, Климовичский, Быховский районы, где показатель загрязнения колебался от 64 до 75 Ки/км². В отдельных населенных пунктах этот показатель составлял 100 и более Ки/км² (в д. Чудзяны Чериковского района он составил 146,5 Ки/км²).

В Брестской области плотность загрязнения почвы цезием-137 в некоторых населенных пунктах составляла 5-10 Ки/км² (Лунинецкий, Пинский, Столинский районы). В Минской области - от 5 до 15 Ки/км². Это 5 населенных пунктов Воложинского и 3 - Солигорского районов. От 1 до 5 Ки/км² зарегистрирована плотность загрязнения в некоторых населенных пунктах и территориях Борисовского, Березинского, Логойского, Молодечненского и Вилейского районов Минской области.

В Гродненской области плотность загрязнения в 1-5 Ки/км² выявлена в Ивьевском районе (12 пунктов) и по 1 пункту в Новогрудском, Дятловском, Кореличском районах. В Витебской области загрязнение почв цезием-137 выше 1 Ки/км² не обнаружено. Радиоактивное загрязнение почв носит неравномерный, "пятнистый" характер. Это наблюдается даже в пределах одного населенного пункта. Так, в поселке Колыбань Брагинского района величина загрязнения цезием-137 колеблется от 5 до 70 Ки/км².

Загрязнение территории республики стронцием-90 носит более локальный характер. Максимальный уровень содержания его в почве обнару-

жен в пределах 30 километровой зоны ЧАЭС - 50 Ки/км². На остальной загрязненной территории он колеблется в пределах 0,7-0,9 Ки/км².

Радиоактивное загрязнение воздуха определяется содержанием пыли в приземном слое воздуха на загрязненной территории. Пылеобразование особенно возрастает при лесных, торфяных пожарах, во время проведения сельскохозяйственных, других работ, связанных с нарушением почвенного покрова (лесоразработки, прокладка гидротехнических и других сооружений). В этих условиях радиоактивность воздуха возрастает в десятки - сотни раз.

Наибольшему радиоактивному загрязнению подвержены открытые водоемы, и в первую очередь бассейны рек : Днепра, Сожа, Припяти и др. Так, в доаварийный период концентрация цезия в р. Припять составляла 0,0066 Бк/л. В первые дни после аварии этот показатель превышал 3000 Бк/л, и только к концу мая 1996 г. он снизился до 200 Бк/л. В миграции цезия-137 в составе речного стока исключительно большую роль играет его перенос на твердых взвешках (от 10 до 40% общей переносимой активности). В отличие от цезия-137 большая часть стронция-90 (50-99%) мигрирует в растворенном состоянии.

Процесс самоочищения сточных вод характеризуется постоянной сменой масс воды, выпадением взвешенных радиоактивных частиц на дно водоемов, сорбцией находящихся в растворенном состоянии радионуклидов взвешенными донными минералами и органическими веществами. Поэтому для поверхности воды характерно уменьшение концентрации радионуклидов, а в донных отложениях и водной растительности отмечается ее повышение.

Радионуклидное загрязнение непроточных водоемов характеризуется тем, что идет накопление радионуклидов в водной растительности и донных отложениях, поверхность воды при этом самоочищается в меньшей степени по сравнению с проточными водами. Например, концентрация цезия-137 в воде о.Святское (Ветковский район) составляет 8,7 Бк/л, 3700 Бк/кг в биоте

и 20000 Бк/кг (сухой массы) в рыбе.

Подземные (грунтовые) воды ранее, до аварии, по активности составляли тысячные доли Бк/л. После Чернобыльской аварии удельная активность грунтовых вод в Нижне-Припятской зоне составила 3,0 Бк/л по цезию-137 и 1,0-2,0 Бк/л по стронцию-90. Отмечается четкая зависимость между плотностью загрязнения поверхности территории и содержанием радионуклидов в грунтовых водах. В первые дни после аварии на ЧАЭС около 80% радиоактивной пыли было задержано наземными частями деревьев и растений и около 20% осело на почвенный покров. В настоящее время в наземной части лесных насаждений находится 5-7% радионуклидов. Результаты прогноза показывают, что накопление радионуклидов в древесине будет нарастать за счет корневого их поступления. В ближайшие 10-15 лет 30-летний сосняк накопит до 15% от общего запаса цезия-137 в данном лесном массиве.

Из пищевой продукции леса наиболее загрязнены грибы и ягоды (черника, клюква, земляника). Радиоактивное загрязнение лесной продукции следует ожидать и в последующие 30-40 лет на территориях с плотностью загрязнения 5 и более Ки/км².

9. НОРМИРОВАНИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Нормирование, или регламентация, ионизирующих излучений - задача радиационной гигиены, изучающей влияние радиоактивного излучения на здоровье человека с целью разработки методов противорадиационной защиты. Проблема защиты населения от действия ионизирующих излучений носит глобальный характер. Поэтому соответствующие мероприятия разрабатываются не только в отдельных странах, но и в международном масштабе. Этими вопросами занимается Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ). В Республике Беларусь вопросы гигиенического нормирования разрабатывает Национальная комиссия по радиационной защите.

В своей работе комиссия руководствуется следующими документами: "Нормы радиационной безопасности НРБ - 76/87" и "Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП- 72/87."

Оба документа являются основными при регламентации уровней воздействия ионизирующих излучений, и никакие ведомственные правила или инструкции не должны противоречить их положениям.

Нормы радиационной безопасности (НРБ) предусматривают три основных принципа: непревышение установленного основного дозового предела; исключение всякого необоснованного облучения; снижение облучения до минимально возможного уровня.

Дозовые пределы, установленные НРБ, не включают дозы, которые получает человек при медицинском обследовании и от естественного радиационного фона.

Нормативными документами установлены три категории облучаемых лиц:

категория А - профессиональные работники или персонал, то есть лица, которые постоянно или временно работают непосредственно с источниками ионизирующих излучений;

категория Б - ограниченная часть населения, которая не работает непосредственно с источниками излучений, но по условиям проживания или размещения рабочих мест может подвергаться облучению;

категория В - все население, не вошедшее в категории А и Б, подвергающееся только фоновому облучению.

В порядке убывания чувствительности к ионизирующим излучениям НРБ также установлены три группы критических органов, облучение которых в данных условиях причиняет наибольший ущерб здоровью: 1-я группа - гонады (половые железы) и красный костный мозг; 2-я группа - щитовидная железа, мышцы, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, хрусталик глаза; 3-я группа - кожный покров, кост-

ная ткань, кисти, предплечья, стопы и голени.

Для каждой категории облучаемых лиц устанавливаются основные дозовые пределы облучения и допустимые уровни. В качестве основных дозовых пределов в зависимости от группы критических органов для категории А устанавливается предельно допустимая доза (ПДД), а для категории Б - предел дозы (ПД) за год. Значения ПДД и ПД суммарного внешнего и внутреннего облучения приведены в табл. 9.1 (бэр/год).

Таблица 9.1

Категория населения	Группа критических органов		
	1	2	3
А	5	15	30
Б	0,5	1,5	3,0

ПДД - наибольшее значение индивидуальной эквивалентной дозы за календарный год, при котором равномерное облучение в течение 50 лет не может вызвать в состоянии здоровья лиц категории А неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами.

ПД - предел дозы за год для лиц категории Б, для которых при равномерном облучении в течение 70 лет в состоянии здоровья не будет наблюдаться неблагоприятных изменений.

НРБ устанавливают допустимые уровни - нормированные значения поступления и содержания радиоактивных веществ в организме, их концентрацию в воздухе, воде и пище. Так, например, для лиц категории Б регламентируются: предел годового поступления (ПГП) радиоактивных веществ через органы дыхания и пищеварения; допустимая концентрация (ДК) радионуклидов в воздухе и воде. Значения этих величин приведены в табл. 9.2.

Таблица 9.2

Радионуклид и пе-	ПГП _Б , мкКи/год	ДК _Б , Ки/л	Критиче-
-------------------	-----------------------------	------------------------	----------

период полураспада	Через органы дыхания	Через органы пищеварения	В воздухе	В воде	Системный орган
Стронций-90, 29,12 года	0,29	0,32	$4 \cdot 10^{-14}$	$4 \cdot 10^{-10}$	Кость
Цезий-137, 30 лет	16	12	-	$1,5 \cdot 10^{-8}$	Все тело

Все допустимые уровни по 245 радионуклидам приведены в НРБ-76/87.

По фактической индивидуальной дозе, обусловленной внешним и внутренним облучением, лица категории А подразделяют на две группы:

лица, условия труда которых таковы, что единичная доза может превышать 0,3 годовой ПДД. Для лиц этой группы обязателен индивидуальный дозиметрический контроль;

лица, условия труда которых таковы, что доза не может превышать 0,3 годовой ПДД. Для этой группы индивидуальный дозиметрический контроль не является обязательным. При этом сохраняется контроль мощности дозы внешнего облучения и концентраций радионуклидов в воздухе рабочих помещений. Оценку облучения персонала проводят по этим данным.

Ограничение облучения населения категории В осуществляется контролем радиоактивности объектов окружающей среды (воздуха, воды, пищевых продуктов и т.п.).

Для основной массы населения средняя доза за счет естественных источников радиации составляет около 0,3 мЗв /год.

В НРБ приняты следующие подходы к регламентации облучения населения: для лиц категории А доза, накопленная в гонадах к 30 годам, не должна превышать 12 ПДД; для женщин в возрасте до 40 лет доза на область таза не должна превышать 1 бэр за любые два месяца; лица моложе 18 лет к работе с источниками ионизирующих излучений не допускаются.

В "Основных санитарных правилах работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/87" содержатся требования: к размещению учреждений и предприятий для работы с радиоактивными источниками; к организации работ с этими источниками; к размещению и эксплуатации всех систем снабжения вышеуказанных предприятий, к радиоактивному контролю и др.

10. СПОСОБЫ И СРЕДСТВА ЗАЩИТЫ НАСЕЛЕНИЯ ОТ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

10.1. Общие принципы защиты населения от ионизирующих излучений

Организм человека подвержен внешним и внутренним облучениям. Внешнее облучение создается за счет воздействия на организм человека ионизирующих излучений от внешних по отношению к нему источников излучения – как естественных, так и искусственных.

Внутреннее облучение человека создается радионуклидами, попадающими с воздухом, пищей и водой внутрь организма.

Человек подвержен облучению не только естественными, но и искусственными источниками ионизирующих излучений, которые могут превосходить допустимые нормы. Отсюда возникает необходимость защиты его от этой опасности. Условия безопасности требуют проведения защитных мероприятий не только в отношении людей, работающих с радиоактивными веществами, но и тех, которые находятся в смежных помещениях или проживают на близких расстояниях от источников излучений.

Защита населения категории А и Б от ионизирующих излучений осуществляется проведением комплекса мероприятий, которые условно можно разделить на четыре группы: организационные, инженерно-технические, лечебно-профилактические и санитарно-гигиенические, применение средств индивидуальной защиты.

К основным организационным мероприятиям можно отнести: подготовку и содержание помещений для работы с радиоактивными веществами, защиту расстоянием, в том числе и установление санитарно-защитных зон, защиту временем и др. Требования к устройству и размещению помещений, в которых должны проводиться работы с радиоактивными веществами, определяются классом работ. В зависимости от группы радиационной опасности радионуклида и его активности на рабочем месте все работы с радиоактивными изотопами подразделяются на три класса. Особые требования предъявляются к помещениям работ 1-го класса. Такие помещения должны иметь знак радиационной опасности с указанием класса работы. Особые требования предъявляются к размещению и оборудованию тех помещений, в которых проводятся работы 1-го класса. Эти помещения должны находиться в отдельном здании или изолированной части зданий с отдельным входом через санпропускник. В них выделяются три зоны.

В первой зоне размещаются укрытия-боксы, камеры, оборудование, коммуникации, являющиеся источниками радиоактивного загрязнения.

Во второй зоне размещаются объекты и помещения, в которых люди могут находиться периодически (помещения для временного хранения отходов и др.).

В третьей зоне располагаются пульты управления, операторные, т.е. помещения для постоянного пребывания людей во время работы.

Между зонами устраиваются санитарные шлюзы для того, чтобы предотвратить перенос радиоактивных веществ. Желательно в одном помещении проводить работу с веществами одной активности. Это облегчает устройство защитных средств. Стены, потолки и двери делают гладкими, чтобы они не имели пор и трещин. Все углы в помещении закругляются для облегчения уборки помещений от радиоактивной пыли. Стены покрывают масляной краской на высоту 2 м, а при поступлении в воздушную среду помещения радиоактивных аэрозолей или паров стены и потолки покрывают масляной краской полностью.

Полы изготавливаются из плотных материалов, которые не впитывают жидкости, применяя для этого линолеум, полихлорвиниловый пластикат и др.

В помещении предусматривается воздушное отопление. Обязательно устройство приточно-вытяжной вентиляции не менее чем с пятикратным обменом воздуха. Рециркуляция воздуха запрещена. В рабочих помещениях ежедневно проводят влажную уборку, а один раз в месяц - генеральную уборку с мытьем горячей мыльной водой стен, окон, дверей и всей мебели. Это предотвращает накопление радиоактивных загрязнений. Уборочный инвентарь из помещений не выносят и хранят в закрывающихся металлических шкафах или ящиках.

Перед началом работы с радиоактивными веществами тщательно проверяют действие вентиляции, состояние оборудования и средств индивидуальной защиты (СИЗ). При неисправности оборудования или СИЗ эксплуатацию немедленно прекращают.

Для работы с газообразными и летучими радиоактивными веществами применяют боксы, специальные вытяжные шкафы, оборудованные местными отсосами. Боксы оборудуют закрытой системой вентиляции: приточный воздух подается по самостоятельной системе воздуховодов, а удаляемый загрязненный воздух очищается в индивидуальном фильтре бокса.

Величина экспозиционной дозы облучения X , накопленная за время облучения t , оценивается выражением

$$X = \frac{Ak_{\gamma}t}{R^2}, \quad (10.1)$$

где A - активность источника излучения, мКи;

k_{γ} - гамма-постоянная радионуклида, равная мощности экспозиционной дозы, создаваемой гамма-излучением точечного радионуклидного источника активностью 1 мКи на расстоянии 1 см от него. Гамма-постоянная выражается в $R \cdot \text{см}^2 / (\text{мКи} \cdot \text{ч})$ и определяется по таблицам;

R - расстояние от источника излучения до рабочего места, м.

Из выражения (10.1) следует, что величина экспозиционной дозы обратно пропорциональна квадрату расстояния между источником излучения и рабочим местом. Поэтому наиболее эффективным способом защиты от радиации является защита расстоянием, т.е. удаление рабочего места от источника излучения. В этом случае при работе с радиоактивными веществами широко применяются роботизированные комплексы, телевизионная аппаратура, дистанционное управление, копирующие и координатные манипуляторы, удлиненные держатели или захваты и другие средства.

В некоторых случаях условия работы с источниками могут быть такими, что невозможно создать стационарную защиту (например, при перезарядке установок, извлечении радиоактивного препарата из контейнера, градуировке прибора). В этих случаях для защиты персонала используют защиту временем. Из формулы (10.1) видно, что величина экспозиционной дозы прямо пропорциональна времени облучения t . При защите временем организм человека подвергается облучению в меньшей степени.

Для населения, проживающего вблизи источника излучения, устанавливаются санитарно-защитные зоны. Под санитарно-защитной зоной понимают территорию вокруг учреждения или источника радиоактивного загрязнения, на которой уровень облучения может превышать предел дозы, установленный НРБ-76/87. В этой зоне устанавливается режим ограничений и проводится радиационный контроль.

К инженерно-техническим мероприятиям относят применение экранов. Под термином "экран" понимают передвижные или стационарные щиты, предназначенные для поглощения или ослабления ионизирующего излучения. Экранами служат стенки контейнеров, сейфов, боксов и др. Выбор материала для изготовления экрана зависит прежде всего от преобладающего вида излучения. Кроме того, учитываются энергия излучения, активность источника, наличие и стоимость материалов и др.

Для защиты от альфа-излучения достаточен слой воздуха в несколько сантиметров, т.е. небольшое удаление от источника. Применяют также эк-

раны из плексигласа и стекла толщиной в несколько миллиметров.

Для защиты от бета-излучения применяют комбинированные экраны, которые изготавливаются из материалов с малой и большой атомной массой. Материалы с малой атомной массой дают наименьшее тормозное излучение. При использовании экранов для защиты от бета-частиц из таких материалов возникает высокоинтенсивное излучение малоэнергетических квантов, а при применении экранов из тяжелых материалов возникают кванты больших энергий, но меньшей интенсивности. При этом со стороны источника располагают материал с малой атомной массой, а за ним - с большой. Возникающие в материале внутреннего экрана кванты с малой энергией поглощаются в дополнительном экране из материала с большой атомной массой.

Для защиты от гамма-излучения применяют материалы с большой атомной массой и высокой плотностью (свинец, вольфрам и т.п.). Часто используют более легкие материалы, но менее дефицитные и более дешевые (сталь, чугун, сплавы меди). Стационарные экраны изготавливают из бетона.

Для защиты от нейтронного излучения применяют материалы, содержащие водород (вода, парафин), а также графит, бериллий и др. При защите от нейтронов и гамма-лучей применяют смеси тяжелых материалов с водой, а также слоистые экраны из тяжелых и легких материалов (железо - вода, свинец - полиэтилен и др.).

При расчете защитных устройств в первую очередь учитывают спектральный состав излучения, его активность, расстояние персонала от источника и время пребывания в сфере воздействия излучения. Используя выражение (10.1), рассчитывают величину экспозиционной дозы, которая может быть получена персоналом на заданном расстоянии и за определенное время работы при условии, что активность источника излучения A известна. Если активность источника излучения неизвестна, то ее можно определить из выражения

$$A = \frac{k * m}{A_m T_{1/2}}, \quad (10.2)$$

где **m** - масса радионуклида, г;

A_m - атомная масса вещества;

T_{1/2} - период полураспада радиоактивного вещества;

k - константа, зависящая от избранных единиц измерения.

Если период полураспада задан в сутках, активность - в беккерелях, а масса - в граммах, то $K = 2,07 * 10^{-19}$.

Руководствуясь НРБ - 76/87, определяют предельно допустимую экспозиционную дозу для персонала **X_д**. Производят расчет соотношения **N** из выражения

$$N = \frac{X}{X_d}, \quad (10.3)$$

где **X** - величина экспозиционной дозы, рассчитанная по формуле (10.1);

X_д - предельно допустимая величина экспозиционной дозы.

Зная значения **N** и линейного коэффициента ослабления **μ** (определяется по таблицам для поглощающего материала экрана), рассчитывают толщину защиты **d** для данного материала:

$$d = \frac{\ln N}{\mu},$$

Для расчета толщины защиты в настоящее время применяют также таблицы, различные номограммы.

Эффективность экранов оценивают коэффициентом кратности ослабления. Коэффициент кратности ослабления определяют из выражений

$$K = \frac{X}{X_d} \quad \text{или} \quad K = \frac{P_{\text{эксп}}}{P_{\text{эксп.д}}},$$

где **X(P_{эксп})** - экспозиционная доза (мощность этой дозы) в данной точке при отсутствии защиты;

Хд - то же, при наличии защиты.

Химический метод защиты предусматривает проведение лечебно-профилактических и санитарно-гигиенических мероприятий. Этот метод защиты от радиации основан на том, что химические вещества "вмешиваются" в ту последовательность реакции, которая развертывается в облученном организме, прерывают эти реакции либо ослабляют их. В настоящее время на противолучевую активность проверены многие тысячи разнообразных химических соединений. Вещества, обладающие радиозащитным эффектом, называются радиопротекторами. Такая защита применяется при кратковременном воздействии излучений, а также при длительном внешнем облучении маломощными дозами и лучевой терапии. Некоторой эффективностью обладают вещества природного происхождения, такие как экстракты элеутерококка, женьшеня, китайского лимонника и другие, так называемые адаптогены.

При приеме радиопротекторов снижается степень проявления радиационного поражения клеток.

Более сложной задачей является химическая защита от внутреннего облучения радионуклидами. Изотопы, поступающие внутрь организма, накапливаются в отдельных органах и тканях. Поэтому предварительное применение радиопротекторов, даже наиболее длительно действующих, неэффективно. Химическая профилактика преследует в этом случае другую цель: не допускать всасывания изотопов внутрь организма.

Рекомендуемые лечебно-профилактические и санитарно-гигиенические мероприятия по уменьшению поступления радионуклидов в организм с загрязненными продуктами питания сводятся к следующему:

проведение по возможности рациональной кулинарной обработки пищевых продуктов, предусматривающей, в частности, приготовление не жареных или тушеных, а отварных продуктов;

приготовление "вторичных" бульонов и отваров, которое проводится следующим образом. Мясо или рыба в течение 2-3 ч вымывается в холодной

воде, затем вода сливается. Продукты заливаются новой порцией воды, которую доводят до кипения и сливают. Варку заканчивают в новой порции воды;

полное очищение корнеплодов и овощей от частиц земли, тщательная их промывка и снятие кожуры; широкое использование засолки или маринования овощей и фруктов:

ограничение употребления грибов;

увеличение употребления таких минеральных веществ, как калий, кальций, фосфор. Это достигается включением в рацион таких богатых калием и “чистых” от радионуклидов продуктов, как фасоль, горох, картофель, крупа овсяная и пшеничная, редька, капуста и др. К продуктам, богатым фосфором, относятся крупа гречневая, яйца, хлеб ржаной, молочные продукты и др. Наличие в организме достаточных количеств стабильного калия, кальция и фосфора приводит к уменьшению накопления организмом человека радионуклидов;

круглогодичное насыщение организма витаминами.

Перечень упомянутых выше рекомендаций сводится к тому, чтобы питание было регулярным, полноценным, достаточным по калорийности, составу белков, жиров, витаминов и минеральных веществ.

Средства индивидуальной защиты предназначаются для защиты от попадания внутрь организма, на кожные покровы и одежду радиоактивных веществ. Они подразделяются на средства защиты органов дыхания и средства защиты кожи. К первым относят фильтрующие и изолирующие противогазы, респираторы, пневмошлемы, ватно-марлевые повязки и др.

Фильтрующие противогазы являются основным средством защиты органов дыхания. Принцип защитного действия их основан на предварительном очищении (фильтрации) вдыхаемого человеком воздуха от вредных примесей. Изолирующие противогазы применяются в том случае, когда фильтрующие противогазы не обеспечивают такую защиту, а также в условиях недостатка кислорода в воздухе.

К средствам защиты кожи относят: защитную фильтрующую одежду, специальную изолирующую защитную одежду и приспособленную одежду населения. Защитная фильтрующая одежда изготавливается в форме халата, комбинезона или полукомбинезона из неокрашенной хлопчатобумажной ткани. Специальную изолирующую одежду применяют при длительном нахождении людей на загрязненной местности, при опасности значительного загрязнения помещения радиоактивными веществами, в ходе проведения дезактивационных работ. Такая одежда изготавливается в форме костюмов, комбинезонов из прорезиненной ткани. Конструкция этой одежды должна допускать подачу воздуха под одежду. Средством защиты может быть и обычная одежда, пропитанная мыльно-масляной эмульсией.

Необходимо периодически проводить контроль средств защиты при помощи дозиметрических приборов, так как с течением времени они могут частично потерять свои защитные свойства вследствие появления тех или иных незаметных нарушений ее целостности.

Для защиты населения категории А от ионизирующих излучений применяются все вышеописанные средства и способы.

Защита населения категории Б может производиться расстоянием, установкой санитарно-защитных зон, проведением комплекса мероприятий лечебно-профилактического и санитарно-гигиенического характера, а также применением средств индивидуальной защиты.

В соответствии с НРБ-76/87 защита населения категории В не предусматривается. Однако, учитывая радиационную обстановку на территории Республики Беларусь, для населения этой категории можно рекомендовать перечень мероприятий, уменьшающих поступление радионуклидов в организм с зараженными продуктами питания.

10.2. Хранение, учет и перевозка радиоактивных веществ, ликвидация отходов

Радиоактивные вещества, у которых преобладают альфа- и бета-излучения, можно хранить в специальном железном сейфе, находящемся в лаборатории.

Гамма-активные вещества должны храниться в свинцовых контейнерах. Если допустимый уровень гамма-излучения на поверхности сейфа не превышает 0,3 мР/ч, то такой контейнер также может храниться в лаборатории. В том случае, когда фактический уровень превышает допустимую величину, контейнеры помещают в хранилище в виде колодцев или ниш. Извлечение препаратов из колодцев и ниш должно быть механизировано.

Радиоактивные вещества, при хранении которых возможно выделение радиоактивных газообразных продуктов или аэрозолей, следует хранить в вытяжном шкафу в закрытых сосудах. Если их хранят в хранилище, то должна быть предусмотрена круглосуточная работа вытяжной вентиляции.

Учет радиоактивных веществ должен показывать фактическое наличие их на предприятии в целом на любое время. Это обеспечивает повседневный контроль за использованием радиоактивных веществ. Радиоактивные вещества учитываются по уровню активности, которая указывается в сопроводительных документах.

Выдача радиоактивных веществ из мест хранения на рабочие места производится ответственным лицом только с разрешения руководителя учреждения, оформленного письменно. Возврат радиоактивных веществ в хранилище и их расход оформляется внутренними актами. Два раза в год комиссия, назначенная руководителем учреждения, проверяет наличие радиоактивных веществ, порядок их учета и выдачи.

Перевозить радиоактивные вещества можно любым видом транспорта. При транспортировке должна быть исключена всякая возможность их разлива или просыпания. Перевозят вещества в специальных контейнерах,

упакованных в особой таре. Однако часто необходима дополнительная защита для выполнения предъявляемых требований при перевозке. В пределах города радиоактивные вещества транспортируют отдельной специально оборудованной машиной.

Ликвидации радиоактивных отходов предшествует их разделение в месте образования. Концентрированные отходы следует собирать отдельно и не смешивать с разбавленными. Разбавленные можно сбрасывать прямо в сбросную систему или делать это после несложной предварительной очистки. Твердые отходы разделяют по активности, периоду полураспада. Система удаления радиоактивных отходов может быть централизованной и индивидуальной. Однако небольшим предприятиям часто затруднительно организовать самостоятельное удаление отходов. Поэтому лучшей системой удаления отходов является централизованная .

Спуск вод, содержащих радиоактивные вещества, в пруды, ручьи и другие водоемы не допускается. Сброс радиоактивных сточных вод в поглощающие ямы, скважины запрещается.

Для захоронения радиоактивных отходов организуются специальные пункты. Эти пункты включают бетонные могильники для твердых и жидких отходов, места для очистки машин и контейнеров, котельную, помещение для дежурного персонала, дозиметрический пункт и проходную. Пункт для захоронения радиоактивных отходов следует располагать на расстоянии не ближе 20 км от города, в районе, не подлежащем застройке (желательно в лесу), с санитарно-защитной зоной не менее 1000 м до населенных пунктов.

При выборе места для пункта захоронения необходимо отдавать предпочтение участкам с водоупорными глинистыми породами. Могильники должны быть подземными и закрытыми, исключая проникновение в них воды. Территория пункта захоронения обносится оградой с предупредительными знаками и обеспечивается постоянной охраной.

10.3. Государственная программа Республики Беларусь по ликвидации последствий аварии на Чернобыльской атомной электростанции

Чернобыль, с точки зрения радиационной безопасности биосферы, - это не просто авария, это глобальная катастрофа. Общество оказалось неподготовленным к глубокому осмыслению случившегося, к многомиллиардным экономическим затратам, к своевременному решению сложнейших организационных и совершенно неразработанных социально-психологических и правовых вопросов.

Время после аварии на Чернобыльской атомной электростанции (ЧАЭС) подразделяют на три периода.

Первый период - апрель-май 1986 г. В нем производились первые оценки масштабов катастрофы, районов загрязнения, эвакуация населения и сельскохозяйственных животных из 30-километровой зоны, аварийные работы по ликвидации пожара и сильных выбросов. Главную опасность в это время представляло внешнее облучение. Оно создавалось за счет короткоживущих радионуклидов, таких как йод-131, ксенон-133, криптон-85 и другие, а также "горячих частиц", находящихся в воздухе. На расплавленную зону реактора с вертолетов в течение нескольких дней сбрасывались тонны песка, доломита, свинца, бора. Падая с высоты, они также увеличили количество выносимых в атмосферу пыли и других аэрозолей, ставших радиоактивными.

Второй период - лето 1986-1987 г. г. Этот период характеризуется дообследованием загрязненных территорий, строительством объекта "Укрытие" ("Саркофаг"), дезактивацией территории, обобщением первых результатов. Основными источниками радиоактивной загрязненности были среднеживущие радионуклиды (рутений-106, церий-141,-144 и др.).

Третий период - 1988 г. и по настоящее время. Он характеризуется стабилизацией обстановки в 30-километровой зоне, упорядочением органи-

зации работ и дозиметрического контроля в ней, проведением научных исследований, обобщением материалов, дезактивацией населенных пунктов в загрязненных районах, перепрофилированием сельского хозяйства.

За период с апреля 1986 по 1989 г. правительствами бывшего Советского Союза и пострадавших республик был принят ряд решений о мерах по охране здоровья населения. Тем не менее проведенных мероприятий оказалось недостаточно. В конце 1989 г. в Республике Беларусь была разработана Государственная программа на 1990-1995 г.г. и на период до 2000 года. Целью программы являлось создание безопасных для здоровья человека условий жизнедеятельности в районах, подвергшихся радиоактивному загрязнению, а также повышение качества жизни населения этих районов.

Для достижения поставленных целей в программе указаны следующие конкретные направления:

- отселение жителей из населенных пунктов и размещение их на новом месте жительства;

- повышение эффективности проводимых работ по дезактивации местности и стабилизации радиационной обстановки;

- научное обеспечение проблем, связанных с нормальной жизнедеятельностью в загрязненных районах;

- повышение уровня медицинского обслуживания и оздоровления населения, особенно детей;

- повышение уровня торгового, культурного, коммунально-бытового и транспортного обслуживания населения, народного образования в загрязненных районах;

- реализация рекомендаций по приведению технологии сельскохозяйственного производства и перерабатывающей промышленности в соответствие с требованиями, диктуемыми условиями радиоактивного загрязнения;

- организация систематической информации населения о проводимой работе по ликвидации последствий аварии.

В 1990 г. на первой сессии Верховного Совета Белоруссии парламен-

том республики было принято постановление “О мерах по ускорению реализации Государственной программы по ликвидации последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС”. Постановление предусматривает:

осуществить переселение людей, проживающих на территории с уровнем загрязненности 15 Ки/км^2 и выше;

запретить на этих территориях производственное и жилищное строительство;

прекратить с 1991 г. производство продукции, загрязненной радионуклидами выше допустимых уровней, независимо от плотности загрязнения сельскохозяйственных угодий;

запретить начиная с 1990 г. использование продукции, собранной с загрязненных радионуклидами сельскохозяйственных угодий, без специального заключения лабораторий и др.

Бесспорно, что в основе сохранения здоровья населения лежит отселение его с загрязненных территорий. Новые населенные пункты для переселения людей необходимо размещать на территориях с доаварийными уровнями загрязнения.

Совету Министров и Академии наук республики было поручено внести на рассмотрение осенней (1990 г.) сессии Верховного Совета концепцию проживания на загрязненных территориях. Разрабатываемая концепция основывалась на последних достижениях ученых в области работы по преодолению последствий аварии на ЧАЭС. Она базируется на положении, что любая доза облучения является опасной для человека. При этом учитываются: уровень загрязненности территории; дозы внутреннего и внешнего облучения, полученные населением со дня аварии; экологическая обстановка на загрязненных территориях; состояние здоровья проживающего здесь населения; социально-экономические особенности региона и возможность получения на этой территории чистой сельскохозяйственной продукции.

При разработке концепции было дано определение понятия “загрязненная территория”. Территория радиоактивного загрязнения - это та часть

территории республики, на которой имеется стойкое загрязнение окружающей среды радиоактивными веществами в результате катастрофы на ЧАЭС и где требуется проведение специальных защитных мер. При этом плотность загрязнения почв радионуклидами цезия-137 либо стронция-90 или плутония-239 должна быть соответственно: 1,0; 0,15; 0,01 Ки/км² и более. Вся территория по плотностям загрязнения разделена на пять зон:

- а) зона эвакуации (отчуждения) - территория вокруг ЧАЭС в пределах 30-километровых границ с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 100 и более Ки/км²;
- б) зона первоочередного отселения - территория с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 40 до 100 Ки/км²;
- в) зона последующего отселения - территория с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 15 до 40 Ки/км²;
- г) зона с правом на отселение - территория с плотностью загрязнения почв цезием-137 от 5 до 15 Ки/км²;
- д) зона проживания с периодическим радиационным контролем - с плотностью загрязнения почв от 1 до 5 Ки/км².

Характеристика зон произведена не только по цезию-137, но и по стронцию-90 и плутонию-239 [16].

Принято решение о том, что если доза облучения населения не превышает 1 мЗв в год, то население не подлежит отселению. Возвращение населения в зону отселения производится решением Совета Министров республики по заключениям Министерства здравоохранения и Белорусской национальной комиссии по радиационной защите населения.

Территории отселения должны получить следующий статус:

- а) заповедника - при уровнях по цезию-137 свыше 40 Ки/км². Проживание и любая хозяйственная деятельность в заповедниках запрещены;
- б) заказника - при уровнях радиоактивного загрязнения от 15 до 40 Ки/км². В заказниках разрешена работа только обслуживающего персонала вахтовым методом при отсутствии медицинских противопоказаний и снаб-

жении привозными продуктами питания. Допускается ограниченная хозяйственная деятельность (лесоустройство, поддержание функционирования мелиоративных систем и т.п.).

Особое внимание уделено ужесточению норм временно допустимых уровней (ВДУ) для продуктов питания. Это объясняется тем, что реализация в республике загрязненной радионуклидами продукции, даже при соблюдении существующих ВДУ, приведет к более высоким дозам внутреннего облучения. Для контроля за продуктами питания при Совете Министров республики создана система вневедомственного и общественного контроля.

Разработанная концепция учитывает экономические расчеты затрат на обеспечение безопасных условий для проживания и труда на загрязненных территориях, затраты на медицинское обслуживание, создание специальной техники и технологий по переработке сельскохозяйственной продукции, дезактивацию и др.

В марте 1991 г. состоялась сессия Верховного Совета Республики Беларусь, на которой был рассмотрен один из вопросов социальной защиты пострадавшего населения от катастрофы на ЧАЭС. После обсуждения этого вопроса был принят закон "О социальной защите граждан, пострадавших от катастрофы на ЧАЭС", который включает девять разделов. В первом и последнем разделах изложены общие положения; во втором - определен статус граждан, пострадавших от катастрофы; в третьем и четвертом разделах содержится перечень льгот участникам ликвидации последствий и населению, пострадавшему от катастрофы. Пятый раздел посвящен вопросам оплаты труда гражданам, работающим на загрязненной территории. Пенсионное обеспечение населения и участников ликвидации последствий аварии на ЧАЭС изложены в шестом разделе. В седьмом и восьмом разделах изложен порядок прохождения воинской службы на территории радиоактивного загрязнения и медицинское обеспечение населения.

Чернобыльская катастрофа затрагивает практически все сферы общественной жизни, многие области науки и производства, вопросы морали и

нравственности. Пройдет еще немало времени, прежде чем республика избавится от последствий чернобыльской аварии.

ЛИТЕРАТУРА

1. Сивухин Д.В. Общий курс физики. Атомная и ядерная физика. Ч.2: Ядерная физика. М.: Наука, 1989.
2. Широков Ю.М., Юдин Н.П. Ядерная физика. М.: Наука, 1972.
3. Ибрагимов М.Х. Атомная энергетика. Физические основы: Учеб. пособие для вузов. М.: Выс. шк., 1987.
4. Кащеев В.П. Ядерные энергетические установки. Мн.: Выс. шк., 1989.
5. Матвеев Л.В., Рудик А.П. Почти все о ядерном реакторе. Мн.: Энергоатомиздат, 1990.
6. Голубев Б.П. Дозиметр и защита от ионизирующих излучений. М.: Энергоатомиздат, 1986.
7. Иванов В.И. Курс дозиметрии. М.: Атомиздат, 1978.
8. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. М.: Энергоатомиздат, 1991.
9. Львов Г. Р. Чернобыль: анатомия взрыва // Наука и жизнь. 1989. №12.
10. Люцко А.М. Фон Чернобыля. Мн.: БелСЭ, 1990.
11. Люцко А.М., Ролевич И.В., Тернов В.И. Выжить после Чернобыля. Мн.: Выс. шк., 1990.
12. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87. М.: Энергоатомиздат, 1988.
13. Основные санитарные правила ОСП-72/87. М.: Энергоатомиздат, 1998.
14. Сельскохозяйственная радиоэкология / Под ред. Р.М. Алексахина. 1992.
15. Ветрова В.Т. и др. Курс радиационной безопасности: Учеб. пособие для сельскохозяйственных вузов. Мн.: Ураджай, 1995.
16. Закон БССР “О социальной защите граждан, пострадавших от катастрофы на Чернобыльской АЭС”, принятый Верховным Советом БССР от 22.02.1991

УДК 614.876 (075.8)

Асаенок И.С., Лубашев Л.П., Навоша А.И. Радиационная безопасность: Учебн. Пособие по дисциплине «Защита населения и объектов народного хозяйства в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность» для студентов всех специальностей.- Мн.: БГУИР, 1999. - с. ISBN № 985-447-002-8

Изложена схема деления ядер и радиоактивного распада, приведена характеристика различных видов ядерных излучений, особенности взаимодействия их с веществом. Даны дозиметрические величины, их нормирование и единицы измерения. Рассмотрены вопросы биологического действия радиоактивных излучений на организм человека. Проанализированы причины аварии на Чернобыльской АЭС с учетом типов ядерных энергетических установок. Описаны радиозэкологическая обстановка в РБ после аварии, способы и средства защиты населения от ионизирующих излучений.

Пособие предназначено для студентов всех специальностей, аспирантов, других специалистов, изучающих вопросы радиационной безопасности.

Рецензенты: НИИ радиационной медицины и эндокринологии – зам. директора, доктор медицинских наук, профессор Л.Э.Кениг-сберг;
кафедра экологии БГПА, профессор кафедры, доктор биологических наук С.А. Хорева

ISBN № 985-444-002-8

С И.С. Асаенок,
Л.П. Лубашев,
А.И. Навоша,
1999

Св. план 1999, поз. 6 (вед.)

Учебное издание

Асаенок Иван Степанович

Лубашев Леонтий Павлович

Навоша Адам Имполитович

Радиационная безопасность

Учебное пособие по дисциплине

«Защита населения и объектов народного хозяйства

в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность»

для студентов всех специальностей

Редактор Т.А. Лейко

Корректор Е.Н. Батурчик

Подписано в печать

Формат 60x84x 1/16.

Бумага

Печать офсетная.

Усл.печ.л.

Уч.-изд.л. Тираж 500 экз.

Заказ

Белорусский государственный университет информатики и радиоэлектроники

Отпечатано в БГУИР. Лицензия ЛП № 156. 220027, Минск, П. Бровки, 6