

САНКТ-ПЕТЕРБУРГСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ
УНИВЕРСИТЕТ ПЕТРА ВЕЛИКОГО

И.Г.Голиков

**ЛЕКЦИИ ПО ДОЗИМЕТРИИ И
ЗАЩИТЕ**

Санкт-Петербург

2016

УДК 621.039.5:53 (075.8)
ББК 28.707.1:51.26я73

Автор: И.Г. Голиков

Лекции по дозиметрии и защите. СПб.: Политехн. ун-т, 2016. 150 с.

В лекциях рассмотрены физические и дозиметрические характеристики полей ионизирующих излучений. Эти характеристики представлены в соответствии с современными рекомендациями Международной комиссии по радиационным единицам и измерениям (МКРЕ) и Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ). Особое внимание эти рекомендации уделяют дозиметрическим характеристикам полей ионизирующих излучений. Определены нормируемые и операционные (измеряемые) дозиметрические характеристики полей излучения и единицы их измерения.

Две главы посвящены взаимодействию излучений с веществом, переносу излучения в веществе, инженерным методам проектирования биологической защиты.

В лекциях приведён раздел биологического действия ионизирующего излучения. Описаны возможные генетические или соматические последствия воздействия ионизирующего излучения на организм человека.

Рассмотрены правовые и нормативные аспекты работы с ионизирующими излучениями. Разъяснено обоснование норм радиационной безопасности.

Особое внимание уделено практическим аспектам при работе на атомных электростанциях, способам переработки радиоактивных отходов и отработанного ядерного топлива.

В приложении приведены методические указания к курсовой работе по дисциплине и необходимые справочные материалы.

Курс лекций предназначен для студентов пятого курса по направлению подготовки специалиста 14.05.01_01 "Ядерные реакторы и материалы" (специализация "Ядерные реакторы"). Института энергетики и транспортных систем СПбПУ.

Табл. 47. Рис. 14. Библиогр.: 7 назв.

© Голиков И.Г.

© Санкт-Петербургский политехнический
университет Петра Великого, 2016

ОГЛАВЛЕНИЕ

Введение	4
1. Основные понятия и величины	7
1.1 Термины и определения	7
1.2. Поле ионизирующего излучения	9
2. Доза ионизирующего излучения	13
2.1. Базовые дозиметрические величины	13
2.2. Нормируемые дозиметрические величины	16
2.3. Операционные дозиметрические величины	21
3. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом	26
3.1. Взаимодействие заряженных частиц с веществом	26
3.2. Взаимодействие нейтронов с веществом	30
3.3. Взаимодействие фотонов с веществом	36
3.4. Вычисление мощности дозы от точечного, изотропно излучающего источника	40
4. Инженерные методы проектирования защиты	43
4.1. Классификация источников излучения	44
4.2. Классификация защит	45
4.3. Метод длины релаксации для расчета защиты от быстрых нейтронов	48
4.4. Метод сечения выведения для многослойной защиты от быстрых нейтронов	50
4.5. Расчет полной мощности дозы нейтронов с помощью дозовых факторов накопления	52
4.6. Ослабление нейтронов защитой при различной геометрии источника	54
4.7. Расчет однородной защиты от фотонного излучения	55
4.8 Задача на расчет однородной защиты от гамма-излучения.	58
4.9. Факторы накопления гамма-излучения для гетерогенной защиты	61
5. Радиационный риск в естественных условиях и при работе с ионизирующим излучением	63
5.1. Фоновое облучение человека	63
5.2. Основные последствия воздействия ионизирующего излучения на человека	75
5.3. Действие радиации на природные объекты	86
5.4. Радиационный гормезис	87
6. Государственное регулирование в области обеспечения радиационной безопасности	92
6.1. Органы государственного надзора радиационной безопасности населения	92
6.2. Основные нормативные документы, регулирующие безопасность работы с ионизирующим излучением	101
6.3. Принципы радиационной безопасности	111
6.4. Нормы радиационной безопасности, НРБ-99/2009 и Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности, ОСПОРБ-99/2010	113
7. Источники радиационной опасности на АЭС	119
7.1. Активная зона реактора как источник излучения	119
7.2. Основной технологический контур АЭС как источник радиационной опасности	121
7.3. Образование и очистка газо-аэрозольных радиоактивных отходов	123
7.4. Образование и переработка жидких и твердых радиоактивных отходов на АЭС	126
7.5. Способы переработки отработанного ядерного топлива	130
Приложение 1. Методические указания к выполнению курсовой работы	136
Приложение 2. Справочные данные по защитным свойствам бетонов	147
Библиографический список	150

ВВЕДЕНИЕ

Явление радиоактивности было открыто в 1896 году французским ученым Анри Беккерелем. В настоящее время оно широко используется в науке, технике, медицине, промышленности. Радиоактивные элементы естественного происхождения присутствуют повсюду в окружающей человека среде. В больших объемах образуются искусственные радионуклиды, главным образом в качестве побочного продукта на предприятиях оборонной промышленности и атомной энергетики. Попадая в окружающую среду они оказывают воздействия на живые организмы, в чем и заключается их опасность. Для правильной оценки этой опасности необходимо четкое представление о масштабах загрязнения окружающей среды, о выгодах, которые приносят производства, основным или побочным продуктом которых являются радионуклиды, и потерях, связанных с отказом от этих производств, о реальных механизмах действия радиации, последствиях и существующих мерах защиты.

В массовом сознании населения доминирует настороженное отношение к производствам, деятельность которых приводит к образованию радиоактивных изотопов и в первую очередь к предприятиям ядерного цикла. Этому способствуют как объективные (крупные аварии), так и субъективные (некомпетентность, искаженная картина в средствах массовой информации) факторы. При этом не принимаются во внимание два обстоятельства.

Первое - это необходимость сравнительного подхода. Например, ценной за использование автомобиля являются десятки тысяч людей, ежегодно погибающих в авариях, еще большее количество получает травмы. Происходит загрязнение окружающей среды выхлопными газами автомобилей, особенно в густонаселенных городах. И это далеко не полный перечень негативных последствий от использования автомобильного транспорта.

Второе обстоятельство — это экономическая и технологическая необходимость использования атомной энергии в современном мире.

Привлекательность использования АЭС связана с ограниченностью и постоянным ростом стоимости энергоносителей для тепловых электростанций, меньшими радиоактивными и значительно более низкими химическими загрязнениями окружающей среды, гораздо меньшими объемами транспортных перевозок у предприятий ядерного цикла, отнесенными к единице производимой в конечном счете электроэнергии, по сравнению с аналогичными показателями для предприятий топливного цикла.

Альтернативы использованию АЭС в глобальной экономике в настоящее время нет, а в обозримом будущем она может появиться только со стороны термоядерных установок.

Первая в мире опытно-промышленная АЭС мощностью в 5 МВт была пущена в СССР 27 июня 1954 г. в Обнинске. В последующий период производство электроэнергии на АЭС быстро росло, и в настоящее время в развитых странах они превратились в основного поставщика электроэнергии.

Работа предприятий ядерного цикла в режиме нормальной эксплуатации не наносит человеку сколько-нибудь заметного вреда и значительно безопаснее последствий других видов деятельности. Аварии на АЭС значительно увеличивают экологическую угрозу, но не в большей степени, чем аварии на крупных химических производствах, бесконтрольное использование пестицидов и минеральных удобрений, аварии на транспорте и т.д.

Следует также иметь в виду, что радиация, связанная с нормальным развитием ядерной энергетики, составляет лишь малую долю радиации, порождаемой деятельностью человека. Значительно большие дозы мы получаем от других источников, вызывающих меньше нареканий. Применение рентгеновских лучей в медицине, сжигание угля, использование воздушного транспорта, пребывание в хорошо герметизированных помещениях могут привести к значительному увеличению уровня облучения.

Отметим, что и зарождение жизни на Земле и ее последующая эволюция протекали в условиях постоянного и гораздо более сильного воздействия радиации.

Хорошее знание свойств радиации и ее воздействия позволяет свести к минимуму связанный с ее использованием риск и по достоинству оценить те огромные блага, которые приносит человеку применение достижений ядерной физики в различных сферах.

1. ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ И ВЕЛИЧИНЫ.

1.1. Термины и определения

Ионизирующее излучение – это излучение, воздействие которого со средой приводит к образованию ионов разных знаков (кроме видимого света и ультрафиолетового излучения).

Основные виды ионизирующего излучения:

1. Непосредственно ионизирующее излучение – заряженные частицы, кинетическая энергия которых достаточна для ионизации среды.

Примеры:

Альфа-излучение - представляет собой ядра гелия, которые испускаются при радиоактивном распаде элементов тяжелее свинца или образуются в ядерных реакциях.

Бета-излучение - это электроны или позитроны, которые образуются при бета-распаде атомных ядер или частиц от самых легких (нейтрон) до самых тяжелых.

Космическое излучение. Приходит на Землю из космоса. В его состав входят преимущественно протоны и ядра гелия. Более тяжелые элементы составляют менее 1%. Проникая вглубь атмосферы, космическое излучение взаимодействует с ядрами, входящими в состав атмосферы, и образует потоки вторичных частиц (мезоны, гамма-кванты, нейтроны и др.).

Протоны, ионы. В основном получают на ускорителях.

2. Косвенно ионизирующее излучение – незаряженные частицы, при взаимодействии которых со средой образуется непосредственно ионизирующее излучение.

Примеры:

Нейтроны. Образуются в ядерных реакциях (в ядерных реакторах и в других промышленных и исследовательских установках, а также при ядерных взрывах).

Фотоны – кванты электромагнитного излучения. Различают:

- рентгеновское излучение – излучение рентгеновских трубок и характеристическое излучение возбужденных атомов ($40\text{кэВ} < E < 700\text{ кэВ}$),
- γ -излучение – излучение возбужденных атомных ядер ($100\text{кэВ} < E_\gamma < 10\text{МэВ}$).
- Тормозное излучение получают на ускорителях электронов. Максимальная энергия равна энергии ускоренного электрона.

Нуклид – вид атомов с данным числом протонов и нейтронов.

Пример: He_2^4 – нуклид, содержащий 2 протона и 2 нейтрона. Число протонов, Z называется зарядовым числом ядра, оно равно порядковому номеру элемента. Суммарное число протонов и нейтронов, A называют массовым числом. Для He_2^4 $Z = 2$, $A = 4$.

Изотоп – нуклид с числом протонов в ядре, свойственным данному элементу.

Радиоактивность – свойство неустойчивого нуклида (радионуклида) самопроизвольно превращаться в другой нуклид с испусканием ионизирующего излучения.

Пример: $\text{H}^3 \rightarrow \text{He}^3$ – β -распад.

Активность, A – число радиоактивных превращений в образце за единицу времени. Размерность в СИ $[A] = 1\text{ Бк} = 1\text{ распад/с}$, (беккерель)

Внесистемная единица – $1\text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10}\text{ Бк}$, (кюри).

Закон радиоактивного распада (изменение активности образца со временем):

$A(t) = A_0 \cdot 2^{-t/T_{1/2}}$, где: A_0 – активность при $t=0$, $T_{1/2}$ – период полураспада.

Или $A = A_0 \cdot e^{-\lambda t}$, где: $\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} = \frac{0,693}{T_{1/2}}$ – постоянная распада, $[\lambda] = \text{с}^{-1}$.

1.2. Поле ионизирующего излучения

Поле ионизирующего излучения называется область пространства, в каждой точке которого заданы физические характеристики излучения.

Величины, характеризующие поле ионизирующего излучения:

1. Флюенс (греч. “перенос”) – отношение числа частиц dN , проникающих в элементарную сферу с площадью центрального сечения dS к этой площади.

$$\Phi = \frac{dN}{dS}. [\Phi] = \text{м}^{-2}, \frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2}, \frac{\text{гамма-кв.}}{\text{см}^2}, \text{см}^{-2}.$$

2. Плотность потока ионизирующих частиц.

$$\varphi = \frac{d\Phi}{dt} = \dot{\Phi} \text{ – отношение флюенса } d\Phi \text{ за время } dt \text{ к этому времени.}$$

$$\text{Размерность } [\varphi] = \frac{\text{част.}}{\text{см}^2\text{с}}, \text{см}^{-2}\text{с}^{-1}.$$

$$\text{Если } \varphi = \text{const, то } \Phi = \varphi \cdot t, \varphi = \frac{\Phi}{t}$$

Международная Комиссия по Радиационным Единицам и Измерениям (МКРЕ) рекомендует вместо термина «плотность потока» использовать термин «мощность флюенса» и обозначение $\dot{\Phi}$. Так как производную по времени любой физической величины принято называть ее мощностью.

3. Поток излучения

$$F = \int_S \varphi \cdot dS$$

Кол-во частиц, пересекающих данную поверхность за единицу времени.

$$\text{Размерность } [F] = \frac{\text{част.}}{\text{с}}$$

Для мононаправленного излучения $F = \varphi \cdot S \cdot \cos \theta$, где θ – угол между направлением движения частиц и нормалью к поверхности.

Строго говоря, поток не является характеристикой поля излучения в точке, т.к. зависит от площади и ориентации поверхности, через которую определен. Определение потока приведено в данном разделе, чтобы избежать неправильного применения этого термина вместо плотности потока, что часто встречается даже в учебниках.

4. Спектральные (энергетические) характеристики излучения

Энергия частицы (кванта), E . Размерность – $1\text{эВ} = 1,6 \cdot 10^{-19}$ Дж или $1\text{МэВ} = 10^6 \text{эВ}$ Излучение называется моноэнергетическим, если все частицы имеют одинаковую энергию. Распределение плотности потока по энергии называется энергетическим спектром излучения.

Виды спектров.

а) Дискретный спектр излучения (например, γ -излучение нуклидов). Излучаются фотоны с определенными значениями энергии $E_i, i=1,2\dots N$

Для каждой энергии укажем плотность потока φ_i . Полная плотность потока $\varphi = \sum_{i=1}^N \varphi_i$. Относительное число (доля) квантов с энергией E_i :

$$n_i = \frac{\varphi_i}{\varphi}; \quad \sum n_i = 1; \quad \varphi_i = n_i \cdot \varphi.$$

б) Сплошной спектр состоит из частиц любой энергии от E_{\min} до E_{\max} (например, спектры нейтронного и γ - излучения ядерного реактора).

При решении задач переноса излучения сплошного спектра весь диапазон изменения энергии частиц разбивают на интервалы (группы).

$$E_i \leq E \leq E_i + \Delta E .$$

Обозначим: $\varphi(E_i \leq E \leq E_i + \Delta E_i) = \varphi_i$ и $n_i = \frac{\varphi_i}{\varphi}$, где ΔE – ширина интервала (группы).

Пример:

Спектр гамма-излучения остановленного реактора

Интервал энергии, МэВ	0–1	1–1,5	1,5–2	2–3
$\varphi_i, \text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	$2 \cdot 10^4$	10^4	10^4	$16 \cdot 10^4$
n_i	0,10	0,05	0,05	0,80

$$\varphi = \sum_{i=1}^N \varphi_i = \varphi \sum n_i, \quad \varphi_i = n_i \cdot \varphi$$

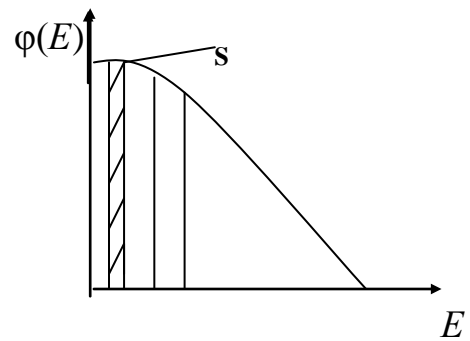
При уменьшении ΔE увеличивается точность, но и трудоемкость расчета.

В пределе, при $\Delta E \rightarrow 0$ получим дифференциальную плотность потока:

$$\lim_{\Delta E \rightarrow 0} \frac{\varphi(E_i \leq E < E_i + \Delta E)}{\Delta E} = \varphi(E) \text{ или}$$

$\varphi(E) = \frac{d\varphi}{dE}$. Плотность потока частиц с энергией от E_1 до E_2 равна заштрихованной площади на рисунке.

$$\varphi(E_1 \leq E < E_2) = \int_{E_1}^{E_2} \varphi(E) dE = S.$$



Полная (интегральная) плотность потока $\Phi = \int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \varphi(E) dE$.

5. Плотность потока энергии излучения

Дифференциальная плотность потока энергии

$$I(E) = \varphi(E) \cdot E. [I(E)] = \frac{\text{МэВ}}{\text{см}^2 \cdot \text{с} \cdot \text{МэВ}} = \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$$

Интегральная плотность потока энергии (интенсивность).

$$I = \int_0^{E_{\max}} E \cdot \varphi(E) \cdot dE, \text{ размерность } [I] = \frac{\text{МэВ}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}.$$

При групповом подходе интенсивность в группе $I_i = \bar{E}_i \cdot \varphi_i$ или

$$I_i = \bar{E}_i \cdot n_i \cdot \varphi. \text{ Интегральная плотность потока энергии } I = \varphi \sum_{i=1}^N n_i \cdot \bar{E}_i$$

Здесь: \bar{E}_i – средняя энергия частиц в интервале ΔE ,

$$\varphi_i = \varphi(E_i \leq E \leq E_i + \Delta E)$$

2. ДОЗА ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ.

Действие ионизирующих излучений на различные объекты представляет собой сложный процесс. В органах и тканях биологических объектов, как и в любой среде при облучении в результате поглощения энергии идут процессы ионизации и возбуждения атомов. Эти процессы лежат в основе биологического действия излучений. Его мерой служит количество поглощенной в организме энергии. Последствия облучения (эффекты) зависят от величины поглощенной энергии, вида излучения, объема облученной ткани, а также индивидуальных особенностей человека, типа тканей и органов. Для количественной оценки радиационного эффекта введено понятие ДОЗА, которое описывается с помощью специальных дозиметрических величин. Дозиметрия — раздел радиационной физики, предметом изучения которого являются принципы и методы определения физических величин, характеризующих поле ионизирующего излучения, и его взаимодействие с веществом. Одной из основных задач дозиметрии является установление связи между измеряемыми физическими величинами и ожидаемым радиационным эффектом. То есть, дозиметрические величины должны определять ожидаемый радиационный эффект. Условно эти величины разделяют на базовые дозиметрические величины, нормируемые дозиметрические величины, которые оценивают меру ущерба (вреда) от воздействия ионизирующего излучения на человека и живые организмы (эти величины практически измерить невозможно) и операционные дозиметрические величины — измеряемые приборами или устройствами. При создании определённых условий облучения они близки по своим значениям к значениям нормируемых дозиметрических величин.

2.1 Базовые дозиметрические величины.

Первичным процессом, приводящим к физико-химическим преобразованиям в облучаемых объектах и в том числе к изменению процессов жизнедеятельности живых организмов и биологических структур, является поглощение энергии любого вида излучения в веществе. Поэтому, логично со-

поставить ожидаемый радиационный эффект с количеством поглощенной в объекте энергии этого излучения. Процесс передачи энергии веществу происходит за счет актов упругих и неупругих взаимодействий излучения с веществом. Часть энергии излучения будет затрачена на ионизацию и возбуждение атомов среды, а часть — на генерацию вторичного электромагнитного излучения. Важно отметить, что не вся энергия, потерянная излучением в некотором объёме, в этом же объёме и поглощается. С учетом этого замечания, под поглощенной энергией следует понимать только ту энергию, которая поглотилась (а не выделилась!) в пределах рассматриваемого объёма.

Поглощенная доза.

Основной физической величиной, принятой в дозиметрии для оценки меры воздействия излучения на различные объекты, является поглощенная доза — D , или просто доза излучения. Дозой излучения называют отношение количества энергии dE любого вида ионизирующего излучения, переданного определённому объёму вещества к величине массы dm вещества, заключённого в этом объёме.

$$D = dE/dm. \quad (1)$$

В СИ для поглощенной дозы введена специальная единица — 1 Гр (грей).

1 Гр = 1 Дж/кг, внесистемная единица — 1 рад = 100 эрг/г; (1 Гр = 100 рад).

Керма.

Помимо поглощенной дозы, в дозиметрии рассматривают также величину энергии, переданную заряженным частицам, в рассматриваемом объёме. Эта величина называется керма — K (от английского KERMA — Kinetic Energy Released in Material). Керма определяется как отношение суммы кинетических энергий всех заряженных частиц, освобожденных излучением в некотором объёме, к массе вещества, заключённого в этом объёме. $[K] = 1$ Гр. На практике обычно приближенно принимают $D \approx K$.

Мощность дозы.

Доза излучения зависит от времени облучения. С течением времени доза накапливается. Изменение дозы в единицу времени называется мощностью дозы:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}. \quad (2)$$

В общем случае эта величина является функцией времени $\dot{D} = \dot{D}(t)$. Зная мощность дозы, легко определить дозу за известный промежуток времени. Аналогично определяется мощность кермы.

$$\dot{K} = \frac{dK}{dt}. \quad (3)$$

Экспозиционная доза.

Исторически первой дозиметрической величиной была экспозиционная доза. В начале прошлого века, когда только начинала развиваться радиационная физика, считалось, что основным механизмом, приводящим к изменениям в облучаемых объектах, является процесс ионизации вещества, происходящий под действием наиболее проникающего гамма-излучения. Поэтому в качестве меры ожидаемого радиационного эффекта в облучаемых объектах, было предложено использовать отношение полного суммарного количества свободных зарядов одного знака, освобождённых фотонным (рентгеновским или гамма-излучением) в некотором объёме воздуха (при нормальных условиях), к массе этого воздуха. Экспозиционная доза равна абсолютному значению полного заряда ионов одного знака, которые образуются в воздухе при нормальных условиях при полном торможении всех электронов и позитронов, освобождённых фотонным излучением в определённом объёме воздуха, отнесённому к массе этого воздуха:

$$X = dQ/dm, \quad (4)$$

где dQ — суммарный заряд ионов одного знака, образовавшихся в воздухе при полном торможении всех электронов и позитронов, освобождённых фотонным излучением в объёме воздуха массой dm при нормальных условиях.

Экспозиционная доза введена только для фотонного излучения с энергией до 3 МэВ. Размерность в СИ — Кл/Кг, внесистемная единица — рентген. $1R = 2,57976 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг, что соответствует образованию $2,08 \cdot 10^9$ пар ионов в 1 см^3 воздуха (при 0°C и давлении 760 мм. рт. ст.). На создание такого количества ионов необходимо, чтобы в 1 см^3 воздуха излучение потратило энергию равную 0.114 эрг (или 88 эрг/г – энерги-

ческий эквивалент рентгена). (В соответствии с РД50-454-84 с 1 января 1990 года эта величина не рекомендована к использованию в расчётах и документах). Тем не менее, до сих пор используются дозиметры, показывающие дозу в рентгенах. Поэтому надо уметь определять значение эквивалентной дозы из экспозиционной. **Необходимо помнить, что 1 Р соответствует поглощенной дозе 0,96 рад в биологической ткани, приближенно: 1Р → 1 рад = 0,01 Гр.**

2.2 Нормируемые дозиметрические величины.

Линейная передача энергии.

Результат воздействия ионизирующего излучения на человека определяется не только величиной поглощенной энергии, но и пространственным распределением этой энергии, длительностью воздействия, видом излучения и объектом воздействия. Более того, частицы одного и того же вида, но имеющие разную энергию могут вызвать различный радиационный эффект при одинаковой поглощенной дозе.

В связи с этим, возникает необходимость определить физическую величину, которая учитывает пространственное распределение поглощённой энергии. В первом приближении такой величиной может служить линейная передача энергии (ЛПЭ) — L_{Δ} .

Процесс передачи энергии веществу всегда сопровождается передачей энергии атомным электронам. Некоторые из этих электронов могут получить настолько большую кинетическую энергию, что способны сами вызывать ионизацию и возбуждение атомов среды. Такие электроны называются дельта-электронами (δ -электроны).

Линейную передачу энергии заряженных частиц в среде можно определить с помощью соотношения:

$$L_{\Delta} = (dE / dl), \quad (5)$$

где dE — средние энергетические потери заряженных частиц в среде, обусловленные такими взаимодействиями на пути первичной частицы dl , при которых переданная энергия меньше заданного порога Δ .

Если в актах столкновения первичная заряженная частица образует δ -электроны с кинетической энергией большей порога Δ , их энергия не включается в значение dE , а δ -электроны с энергией большей Δ рассматриваются как самостоятельные первичные частицы. Выбор пороговой энергии Δ произволен и определяется решаемой задачей.

Если для двух различных видов ионизирующего излучения ЛПЭ одинакова, то различие в пространственном распределении переданной ими энергии будет меньшим, чем, если бы ЛПЭ была различна. Таким образом, ЛПЭ можно рассматривать как характеристику качества излучения. Под качеством излучения в дозиметрии понимается физическая величина, которая имеет одинаковое значение у разных видов излучения, если при идентичных условиях облучения и равной поглощенной дозе наблюдается один и тот же радиационный эффект. Пока такой универсальной величины не найдено, тем не менее, во многих случаях ЛПЭ является удобной характеристикой качества.

Относительная биологическая эффективность.

Для сравнения биологических эффектов от разных видов излучения, вводится понятие относительной биологической эффективности (ОБЭ). ОБЭ излучения, η определяется как отношение поглощенной дозы образцового излучения, вызывающего определённый биологический эффект, к поглощенной дозе данного вида излучения, вызывающего такой же биологический эффект:

$$\eta = D_0 / D_x, \quad (6)$$

где η — ОБЭ излучения, D_0 и D_x — поглощенные дозы соответственно образцового и данного излучения, при которых наблюдается один и тот же биологический эффект.

В качестве образцового излучения выбрано рентгеновское излучение с граничной энергией фотонов 200 кэВ. Очевидно, что для образцового излучения $\eta = 1$.

ОБЭ находится в сложной функциональной зависимости от вида излучения, его временных характеристик, энергии, наблюдаемой биологической реакции, индивидуальных особенностей биологического объекта и других факторов, часть из которых недостаточно хорошо изучена.

Эквивалентная доза.

В радиационной безопасности используют не конкретные значения ОБЭ, а усредненный взвешивающий коэффициент – w_R . Взвешивающий коэффициент является регламентируемой величиной ОБЭ, устанавливаемой специальными научными комиссиями на основании медицинских и радиобиологических данных. По мере накопления и уточнения данных по радиобиологическому действию излучений, эти коэффициенты для разных видов ионизирующего излучения могут быть уточнены и пересмотрены. Принято считать, что разные виды излучения с одинаковым взвешивающим коэффициентом при равных поглощённых дозах и условиях облучения приводят к одинаковому биологическому эффекту.

Произведение средней поглощённой дозы D_{TR} излучения вида R в органе или ткани T на взвешивающий коэффициент этого излучения w_R называется эквивалентной дозой:

$$H_{TR} = w_R D_{TR}. \quad (7)$$

Для смешанного излучения эквивалентную дозу определяют как сумму произведений значений поглощённой дозы D_{TR} отдельных видов излучений на соответствующие значения взвешивающих коэффициентов w_R этих излучений:

$$H_T = \sum_R w_R D_{TR}. \quad (8)$$

Таблица 1.

Весовые множители излучения	
Вид излучения и диапазон энергий	Весовой множитель, w_R
Фотоны всех энергий	1
Электроны и мюоны всех энергий	1
Нейтроны с энергией < 10 КэВ	5
Нейтроны от 10 до 100 КэВ	10
Нейтроны от 100 КэВ до 2 МэВ	20
Нейтроны от 2 МэВ до 20 МэВ	10
Нейтроны > 20 МэВ	5
Протоны с энергий > 2 МэВ (кроме протонов отдачи)	5
α -частицы, осколки деления и другие тяжелые ядра	20

Единицей измерения эквивалентной дозы является джоуль на килограмм. Она имеет специальное наименование зиверт (Зв). 1 Зв – эквивалентная доза любого вида излучения в биологической ткани, которая создает такой же биологический эффект, как поглощенная доза 1 Гр фотонного излучения.

Внесистемная единица 1 бэр = 0,01 Зв. Гамма-излучение является эталонным.

Так как рентген определен только для фотонного излучения, 1Р → 0,01 Гр → 0,01 Зв.

Пример: какую эквивалентную дозу получит человек за два часа, если дозиметр показывает мощность экспозиционной дозы 200 мкР/ч?

$$X = \dot{X} \cdot t = 200 \text{ мкР/ч} \cdot 2 \text{ ч} = 400 \text{ мкР}. \quad 400 \text{ мкР} \rightarrow 4 \text{ мкЗв}. \quad H = 4 \text{ мкЗв}.$$

Эквивалентная доза используется в радиационной безопасности для учета вредных эффектов биологического воздействия различных видов ионизирующего излучения при хроническом облучении человека малыми дозами, не превышающими 250 мЗв/год.

Ее нельзя использовать для оценки последствий аварийного облучения человека.

Эффективная доза.

В большинстве случаев облучение носит неравномерный характер. Для оценки ущерба здоровью человека за счет различного характера влияния облучения на органы введено понятие эффективной дозы, E , применяемое для оценки возможных стохастических эффектов – злокачественных новообразований и генетических дефектов.

Эффективная доза равна сумме взвешенных эквивалентных доз во всех органах и тканях:

$$E = \sum_T w_T H_T \quad (9)$$

где w_T – тканевый весовой множитель (таблица 2), а H_T – эквивалентная доза в органе T . Единица эффективной дозы – зиверт.

Таблица 2.

Значения тканевых весовых множителей w_t для различных органов и тканей.			
Ткань или орган	w_t	Ткань или орган	w_t
Половые железы	0.20	Печень	0.05
Красный костный мозг	0.12	Пищевод	0.05
Толстый кишечник	0.12	Щитовидная железа	0.05
Легкие	0.12	Кожа	0.01
Желудок	0.12	Поверхность костей	0.01
Мочевой пузырь	0.05	Остальные органы вместе	0.05
Молочные железы	0.05	Всего	1

Коллективная эффективная доза и ожидаемая (полная) коллективная доза.

Коллективная доза $S = \sum E_i$, где E_i – индивидуальная эффективная доза конкретного человека (например, коллективная доза на атомной станции). Если определяется коллективная доза жителей региона, то $S = E_i \cdot P_i$, где P_i – число лиц, получивших в среднюю дозу E_i . Единицей S

является человеко-зиверт (чел-Зв). С помощью коллективной дозы можно предсказать число заболеваний среди облученных лиц.

Ожидаемая коллективная доза – коллективная доза, которую получают поколения людей от какого-то источника за все время его существования. Например, безопасность проектов вывода атомной электростанции из эксплуатации оценивают по ожидаемой коллективной дозе.

2.3 Операционные дозиметрические величины.

Для измерения нормируемых дозиметрических величин (эквивалентной дозы облучения органа или ткани, H_T , эффективной дозы, E) необходимо учитывать радиочувствительность различных органов или тканей, а также биологическую эффективность видов излучений. Это приводит к тому, что нормируемые дозиметрические величины невозможно измерить непосредственно. Поэтому международной комиссией по радиационным единицам и измерениям (МКРЕ) было предложено ввести операционные дозиметрические величины, которые определяются через измерение физических характеристик поля ионизирующего излучения (МАГАТЭ, 1996 г.).

Операционная величина – величина, однозначно определяемая в точке через физические характеристики поля излучения, максимально возможно приближенная в стандартных условиях облучения к величине нормируемой в целях ограничения облучения, и предназначенная для консервативной оценки этой величины при дозиметрическом контроле.

Для прогнозирования возможных последствий воздействия ионизирующего излучения на различные объекты необходимо знать такие дозовые характеристики, как мощность поглощённой, эквивалентной или эффективной дозы. Однако мощность этих доз не определить без внесения в поле излучения исследуемого объекта. То есть, чтобы охарактеризовать поле ионизирующего излучения, необходимо внести в него объект, изготовленный, например, из тканеэквивалентного вещества, определённой

формы и размера. Затем определить мощность дозы в нужной точке этого объекта.

Коэффициент качества.

Для практики вводится коэффициент качества излучения Q – усредненная формализованная мера вреда разных видов ионизирующего излучения, не зависящая от облучения органов, биологического эффекта и дозы. Коэффициент качества учитывает повреждения биологической ткани, возникающие вследствие микроскопического распределения поглощенной энергии в точке взаимодействия излучения с веществом.

Коэффициент качества излучения, Q является функцией полной ЛПЭ в воде (L) и определен МКРЗ как:

$Q(L) = 1$	при $L \leq 10$ кэВ/мкм
$Q(L) = 0,32L - 2,2$	при $10 < L < 100$ кэВ/мкм
$Q = 300/\sqrt{L}$	при $L \geq 100$ кэВ/мкм.

Коэффициент качества, Q в точке ткани есть

$$Q = \frac{1}{D} \int_L Q(L) D_L dL, \quad (10)$$

Интегрирование выполняется по всему ЛПЭ-распределению поглощённой дозы, D_L , обусловленному всеми заряженными частицами, за исключением их вторичных электронов.

Эквивалент дозы.

Эквивалент дозы, H есть произведение Q на D в точке в ткани, где D есть поглощенная доза, а Q — коэффициент качества в той же точке:

$$H = Q \cdot D. \quad (11)$$

Размерность эквивалента дозы: Дж·кг⁻¹ Специальное наименование единицы эквивалента дозы — зиверт (Зв). Международное название dose equivalent. Не путать с термином эквивалентная доза (equivalent dose). Эквивалент дозы является базовой величиной, через которую определяются все операционные величины.

Амбиентный эквивалент дозы (амбиентная доза).

Для оценки поля излучения при контроле радиационной обстановки объектов (рабочих мест, помещений и т.п.), в целях группового дозиметрического контроля персонала, международная комиссия по радиационным единицам и измерениям (МКРЕ) предложила новую дозиметрическую величину — амбиентный эквивалент дозы (или амбиентная эквивалентная доза), $H^*(d)$. Английское *ambient* от латинского *ambi* — приставка, означающая кругом, вокруг. *Ambient dose equivalent* — эквивалент дозы, характеризующий радиационную обстановку на объекте. Единица измерения этой физической величины такая же, как у эквивалентной дозы. При дозиметрическом контроле радиационной обстановки измеряют мощность амбиентного эквивалента дозы (сокращенно – мощность амбиентной дозы).

Для определения амбиентной дозы в нужную точку поля излучения вводится фантом МКРЕ — шар из тканезквивалентного вещества диаметром 30 см, плотностью 1 г/см^3 и элементным составом по массе: 76,2% кислорода, 11,1% углерода, 10,1% водорода и 2,6% азота, центр которого совмещается с точкой измерения. Рассматриваемое поле излучения должно быть идентично реальному по составу, флюенсу и энергетическому спектру, но мононаправленно и однородно в пределах сечения шара. Амбиентная доза (амбиентный эквивалент дозы) в рассматриваемой точке поля равна значению эквивалента дозы в точке шара, расположенной на глубине d , мм от поверхности шара (сфера МКРЕ), на его диаметре, параллельном оси падающего мононаправленного пучка излучения. Схема определения амбиентного эквивалента дозы представлена на рис. 1.

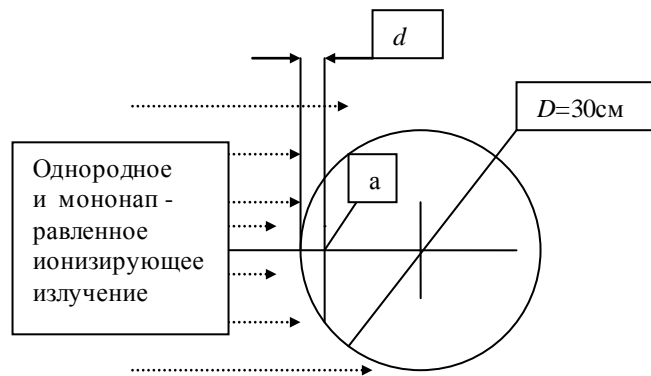


Рис.1. Схема измерения эквивалента амбиентной дозы.

В зависимости от глубины, на которой проводятся измерения амбиентная доза, она обозначается — $H^*(d)$. Амбиентная доза в заданной точке поля излучения определяется как эквивалент дозы, который был создан широким и направленным полем излучения в сфере МКРЕ на глубине d от поверхности сферы по её диаметру, ориентированному параллельно оси направленного поля. Широким называется поле, в котором характеристики не меняются в интересующей нас области пространства. При определении амбиентной дозы следует указывать характерную глубину d . Типичными значениями d являются 10 мм (проникающее излучение), 3 мм (для глаз и слабопроникающего излучения), 0,07 мм (для кожи и слабопроникающего излучения).

Индивидуальный эквивалент дозы.

Операционной величиной для индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения является эквивалент индивидуальной дозы, $H_p(d)$. Рекомендуемая единица – мЗв (миллизиверт). Эквивалент дозы индивидуальный, $H_p(d)$ — эквивалент дозы в мягкой биологической ткани, определяемый на глубине d (мм) под рассматриваемой точкой на поверхности плоского фантома или на теле взрослого человека (см. рис.2). Использование фантома или тела человека в этом случае позволяет напрямую обеспечить учет возмущения реального поля излучения человеком.

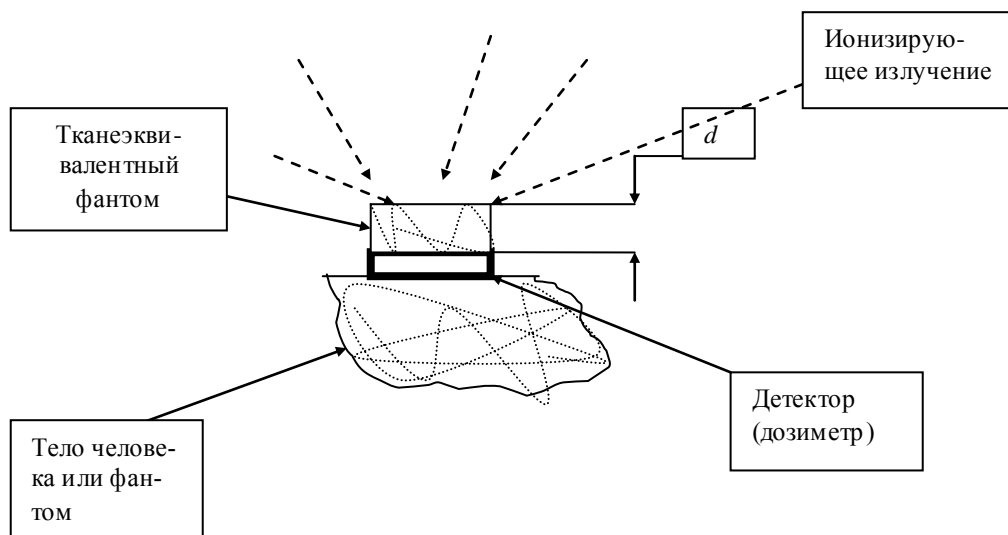


Рис. 2. Схема измерения эквивалента индивидуальной дозы.

Индивидуальный дозиметр носится на теле человека и предназначен для определения дозы, полученной конкретным человеком. Типичными значениями d являются 10 мм, 3 мм, 0,07 мм.

3. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ С ВЕЩЕСТВОМ

Различные виды радиации по-разному взаимодействуют с веществом в зависимости от типа испускаемых частиц, их заряда, массы и энергии. Заряженные частицы ионизируют атомы вещества, взаимодействуя с атомными электронами. Нейтроны и гамма-кванты, сталкиваясь с заряженными частицами в веществе, передают им свою энергию, в случае гамма-квантов возможно также рождение электрон-позитронных пар. Эти вторичные заряженные частицы, тормозясь в веществе, вызывают его ионизацию.

Воздействие излучения на вещество на промежуточном этапе приводит к образованию быстрых заряженных частиц и ионов. Радиационные повреждения вызываются в основном этими вторичными частицами, так как они взаимодействуют с большим количеством атомов, чем частицы первичного излучения. В конечном итоге энергия первичной частицы трансформируется в кинетическую энергию большого количества атомов среды и приводит к ее разогреву и ионизации.

В этой главе мы рассмотрим первичные акты взаимодействия излучения с веществом без учета рассеянного излучения.

3.1. Взаимодействие заряженных частиц с веществом

1. Тяжелые заряженные частицы - протоны, альфа-частицы, продукты деления и другие.

Тяжелые заряженные частицы взаимодействуют главным образом с электронами атомных оболочек, вызывая ионизацию атомов. Проходя через вещество, заряженная частица совершает десятки тысяч соударений, постепенно теряя энергию. Тормозная способность вещества может быть охарактеризована величиной удельных потерь dE/dx . Удельные ионизационные потери представляют собой отношение энергии ΔE заряженной частицы, теряемой на ионизацию среды при прохождении отрезка Δx , к длине этого отрезка. Удельные потери энергии возрастают с уменьшением энергии частицы (рис.3) и особенно резко перед остановкой в веществе

(пик Брэгга). Этот эффект используется в терапии рака, где очень важно обеспечить максимальное выделение энергии в глубоко расположенной опухоли, причиняя при этом минимальный вред окружающей здоровой ткани.

Для частицы с данным зарядом Z величина dE/dx зависит от ее кинетической энергии и среды, в которой движется частица. Проинтегрировав величину, обратную удельным потерям по всем значениям E от 0 до E_{\max} , можно получить полный пробег частицы, то есть полный путь R , который заряженная частица проходит до остановки и полной потери кинетической энергии:

$$R = \int_E^0 \frac{dE}{dE/dx}$$

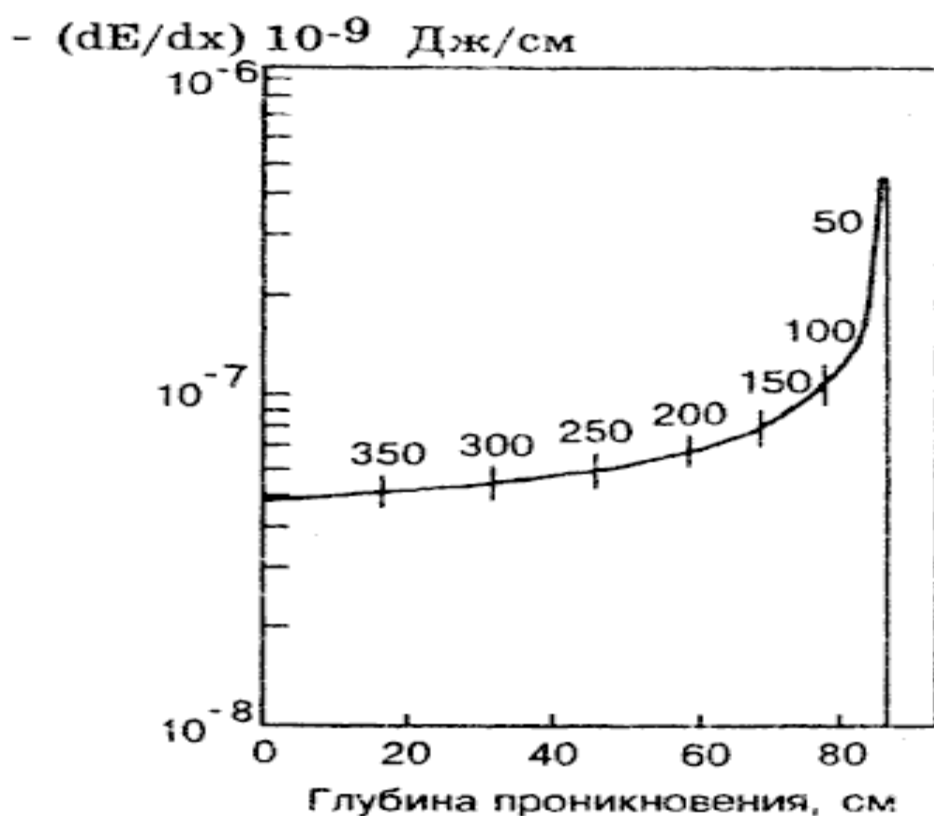


Рис. 3. Зависимость тормозной способности биологической ткани для протонов с начальной энергией 400 МэВ от глубины. Численные значения над кривой - энергия протона (МэВ) на различной глубине проникновения.

Тяжелые заряженные частицы взаимодействуют в основном с атомными электронами и поэтому мало отклоняются от направления своего первоначального движения. Обычно пробег измеряется в единицах длины

(м, см, мкм) или длины, умноженной на плотность (г/см²). Пробеги протонов и альфа-частиц в некоторых средах приведены в табл.3 и 4.

Таблица 3.

Пробеги протонов в алюминии.								
<i>E</i> , МэВ	1	3	5	10	20	40	100	1000
<i>R</i> , см	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$7,8 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$6,2 \cdot 10^{-2}$	$2,7 \cdot 10^{-1}$	$7,0 \cdot 10^{-1}$	3,6	148
<i>R</i> , мг/см ²	3,45	21	50	170	560	$1,9 \cdot 10^3$	$9,8 \cdot 10^3$	$400 \cdot 10^3$

Таблица 4.

Пробеги альфа-частиц в воздухе, биологической ткани, алюминии.				
Энергия, МэВ	4	6	8	10
Воздух, см	2,5	4,6	7,4	10,6
Биологическая ткань, мкм	31	56	96	130
Алюминий, мкм	16	30	48	69

2. Электроны, позитроны.

Прохождение электронов и позитронов через вещество отличается от прохождения тяжелых заряженных частиц. Главная причина - малые массы покоя электрона и позитрона. Это приводит к относительно большому изменению импульса при каждом столкновении с электронами атомов, что вызывает заметное изменение направления движения электрона или позитрона и как результат – электромагнитное тормозное излучение.

Ионизационные потери электронов преобладают в области относительно небольших энергий. С ростом энергии электрона, *E* растут радиационные потери на излучение.

Прохождение позитронов в веществе описывается теми же соотношениями. Дополнительно необходимо учесть эффекты аннигиляции налетающего позитрона с электроном вещества. Позитроны аннигилируют после остановки в веществе.

Масса электронов значительно меньше массы тяжелых частиц, что сказывается на характере их движения в веществе. При столкновении с атомными электронами и ядрами электроны значительно отклоняются от первоначального направления движения и двигаются по извилистой траектории. Поэтому для электронов вводится эффективный пробег, определяемый минимальной толщиной вещества в направлении падающего пучка, соответствующей полному поглощению электронов.

Эффективные пробеги электронов в различных веществах приведены в таблице 5.

Таблица 5.

Эффективные пробеги электронов в различных веществах в зависимости от их энергии, см.					
Вещество	Энергия электрона, МэВ				
	0.05	0.5	5	50	500
Воздух	4.1	160	$2 \cdot 10^3$	$1.7 \cdot 10^4$	$6.3 \cdot 10^4$
Вода	$4.7 \cdot 10^{-3}$	0.19	2.6	19	78
Алюминий	$2 \cdot 10^{-3}$	0.056	0.95	4.3	8.6
Свинец	$5 \cdot 10^{-4}$	0.02	0.30	1.25	2.5

3. Связь дозы с флюенсом

Для заряженной частицы с определенной энергией мощность дозы пропорциональна плотности потока, а доза – флюенсу: $\dot{H} = h \cdot \varphi$, $H = h \cdot \Phi$. Коэффициент пропорциональности h зависит от энергии и называется – удельная эквивалентная доза или доза при единичном флюенсе. Размерность $[h] = \text{Зв} \cdot \text{см}^2/\text{част}$.

Таблица 6.

Удельная эквивалентная доза моноэнергетических электронов при облучении кожи параллельным пучком

$E, \text{ МэВ}$	$h, \text{ Зв}\cdot\text{см}^2$	ДПП _A (при облучении кожи), част./см ² с
0,1	$1,6\cdot 10^{-9}$	50
0,4	$4,6\cdot 10^{-10}$	180
2	$2,8\cdot 10^{-10}$	290
4	$2,7\cdot 10^{-10}$	300
10	$2,7\cdot 10^{-10}$	300

Таблица 7.

Удельная эквивалентная доза моноэнергетических протонов		
$E_p, \text{ МэВ}$	$h, \text{ Зв}\cdot\text{см}^2/\text{протон}$	ДПП _A част./см ² с
2	$1,7\cdot 10^{-6}$	0,004
5	10^{-6}	0,007
10	$6\cdot 10^{-7}$	0,011
20	$4,5\cdot 10^{-7}$	0,015

3.2. Взаимодействие нейтронов с веществом

3.2.1. Классификация нейтронов по энергии

В связи с отсутствием у нейтронов электрического заряда они проходят в веществе без взаимодействий сравнительно большие расстояния, измеряемые сантиметрами. Нейтроны взаимодействуют с ядрами атомов, входящих в состав вещества. Явления, происходящие в реакциях нейтронов с ядрами, зависят от кинетической энергии нейтронов. Поэтому обычно нейтроны делят на отдельные энергетические группы - тепловые, медленные, промежуточные и быстрые. Границы этих энергетических групп условны (табл.8).

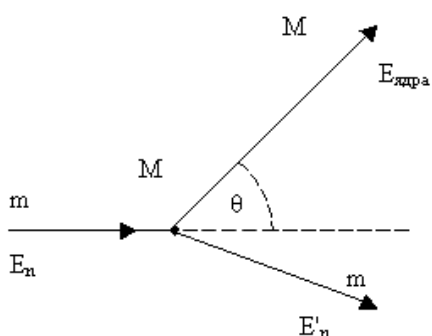
Таблица8.

Классификация нейтронов по энергии.
--

Энергия нейтронов	Типы нейтронов
$E < 0.05$ эВ (=580 К°)	Тепловые
$E < 1$ кэВ	Медленные
$1 \text{ кэВ} < E < 0,1$ МэВ	Промежуточные
$0,1 \text{ МэВ} < E < 20$ МэВ	Быстрые

3.2.2. Классификация ядерных реакций с точки зрения защиты:

Реакция рассеяния – реакция, в результате которой остается нейтрон.



При этом меняются его энергия и направление скорости. Рассеяние бывает:

а) упругое – после рассеяния ядро остается в невозбужденном состоянии $E_{\text{ядра}} = T_{\text{ядра}}$, где T – кинетическая энергия. При упругом рассеянии выполняется закон сохранения кинетической энергии $E_n = E'_n + T_{\text{ядра}}$ (свободный

нейтрон может обладать только кинетической энергией). Энергия, переданная ядру, зависит от массы ядра и угла рассеяния:

$$E_{\text{ядра}} = \frac{4M \cdot m}{(M + m)^2} \cdot E_n \cdot \cos^2 \theta \text{ где: } M, m - \text{масса ядра и масса нейтрона, } E_n$$

- начальная энергия нейтрона, θ - угол между первоначальным направлением движения нейтрона и направлением движения ядра отдачи в лабораторной системе координат.

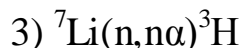
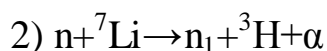
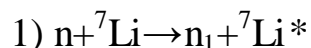
Чем больше масса ядра, тем меньшую энергию теряет нейтрон. При рассеянии на ядре водорода ($M=m$) нейтрон в среднем отдает ядру половину своей энергии, а если столкновение лобовое ($\theta=0$) – всю энергию. Упругое рассеяние на тяжелых ядрах уменьшает энергию нейтрона незначительно.

б) неупругое – после рассеяния образуется возбужденное ядро.

$E_{\text{ядра}} = T_{\text{ядра}} + E^*$, где E^* - энергия возбуждения. Из закона сохранения энергии: $E_n = E'_n + E_{\text{ядра}}$ следует, что существует энергетический порог реакции неупругого рассеяния $E_n > E^*$ – реакция возможна только для нейтронов,

обладающих энергией выше порога. Если энергия возбуждения достаточно для ядерного превращения, ядро отдачи распадается.

Способы записи ядерной реакции:



Примеры записи реакции неупругого рассеяния: $(n, n \gamma)$; $(n, n p)$; $(n, 2n)$; $(n, n \alpha)$ и т.д.

Реакция поглощения – реакция, в результате которой нейтрона не остается. При этом образуется ядро в возбужденном состоянии, которое испускает частицу.

Примеры записи реакции поглощения: (n, γ) , (n, p) , (n, α) ... Еще примеры: ${}^6\text{Li}(n, T){}^4\text{He}$, радиационный захват ${}^{23}\text{Na}(n, \gamma){}^{24}\text{Na}$. Радиационным захватом называется реакция поглощения с последующим испусканием γ -кванта.

Реакции поглощения маловероятны для быстрых нейтронов. Поэтому, прежде чем поглотить нейтрон его надо замедлить. Для замедления используют упругое рассеяние на легких ядрах и неупругое – на тяжелых. Медленные и тепловые нейтроны хорошо поглощаются.

В области тяжелых ядер могут происходить реакции деления (n, f) . Однако для живой материи, состоящей преимущественно из легких элементов, и материалов защиты эти реакции несут незначительный вклад.

3.2.3. Ослабление не рассеянного нейтронного излучения

Атомное ядро в сто тысяч раз меньше атома, поэтому столкновения нейтронов с ядрами редки, но происходят с большой потерей энергии.

Рассмотрим прохождение нейтронов через защиту в геометрии узкого пучка. В этой геометрии в детектор попадают только нейтроны, не испытавшие столкновения с ядрами защиты. В эксперименте геометрию узкого пучка можно осуществить, поставив вблизи источника и детектора поглотители с узкой щелью (коллиматоры). При столкновении с ядром защиты нейтрон либо поглощается в защите, либо изменяет направление движения (рассеивается) и тогда поглощается в коллиматоре. Таким обра-

зом, в данной геометрии в детектор попадают только не рассеянные нейтроны.

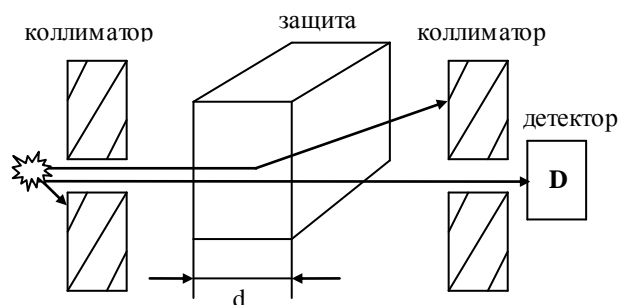


Рис. 4. Геометрия узкого пучка.

В описанной геометрии плотность потока нейтронов ослабляется защитой по экспоненте. Закон ослабления не рассеянного излучения:

$$\varphi(d) = \varphi(0) \cdot e^{-\Sigma \cdot d}, \quad (12)$$

где: d – толщина защиты, $\varphi(0)$ – плотность потока без защиты, Σ – макроскопическое сечение взаимодействия, см^{-1} .

$$\Sigma = \sigma \cdot n, \quad (13)$$

где: σ – микроскопическое сечение, см^2 , n – концентрация ядер в веществе (плотность ядер), см^{-3} .

Физический смысл макроскопического сечения – вероятность взаимодействия с веществом на единице толщины защиты.

Концентрацию молекул можно сосчитать по формуле:

$$n = \frac{N_A}{M} \cdot \rho, \quad (14)$$

где: $N_A = 6,02 \cdot 10^{23} \text{ моль}^{-1}$ – число Авогадро, M – молярная масса вещества, г/моль , ρ – плотность вещества, г/см^3 .

Микроскопическое сечение взаимодействия характеризует вероятность взаимодействия и численно равно площади вблизи ядра, при прохождении которой нейтроном происходит взаимодействие. Специальная единица – барн, $1 \text{ бн} = 10^{-24} \text{ см}^2$. Микроскопическое сечение зависит от типа ядра и энергии нейтрона. Величину, обратную макроскопическому сечению, называют длиной свободного пробега $\lambda = 1/\Sigma$. Физический смысл: расстояние, на котором флюенс не рассеянных нейтронов ослабляется в e раз.

Таблица 9.

Длина свободного пробега быстрых нейтронов (λ) в различных материалах				
Материал	Химическая формула	Плотность г/см ³	λ , см при энергии :	
			4 МэВ	14,9 МэВ
Полиэтилен	(CH ₂) ₄	0,92	5,5	13,9
Плексиглас	C ₅ H ₈ O ₂	1,18	6,3	15,2
Карбид бора	B ₄ C	1,67	12,0	17,2
Графит	C	1,66	11,4	24,0
Алюминий	Al	2,7	14,1	15,9
Железо	Fe	7,89	7,6	8,3
Свинец	Pb	11,34	15,0	15,5

3.2.4. Дозовые характеристики моноэнергетических нейтронов

Быстрые нейтроны передают энергию главным образом в результате прямых столкновений с атомными ядрами. Энергия, переданная нейтроном ядру, зависит от массы ядра и угла рассеяния.

В среде из легких ядер нейтроны могут передавать практически всю свою энергию в результате одного столкновения, если столкновение лобовое (угол рассеяния равен нулю). Для быстрых нейтронов наиболее значимыми для защиты взаимодействиями являются упругие (n,n) и неупругие (n,n') столкновения с атомными ядрами. В зависимости от типа ядра и энергии налетающего нейтрона величина сечения изменяется в интервале нескольких барн.

Для промежуточных и медленных нейтронов наблюдаются максимумы в сечении взаимодействия при определенных значениях энергий нейтронов E_n , характерных для данного вещества. Основные процессы – рассеяние и замедление нейтронов до тепловых скоростей.

Тепловыми называют нейтроны, находящиеся в тепловом равновесии со средой. Энергия тепловых нейтронов не превышает энергии связи атомов в водородосодержащих молекулах. Поэтому, в случае, если не происходит ядерной реакции, тепловые нейтроны могут вызывать лишь возбуждения колебательных степеней свободы, что приводит к разогреву вещества. Наиболее характерными реакциями при взаимодействии тепловых нейтронов с веществом являются реакции радиационного захвата (n, γ). При уменьшении энергии нейтронов сечение упругого рассеяния (n,n) остается примерно постоянным – на уровне нескольких барн, а сечение (n, γ) растет по закону $1/v$, где v – скорость налетающего нейтрона. Поэтому для очень медленных нейтронов возрастает не только абсолютная, но и относительная роль реакций радиационного захвата.

Биологический эффект от действия тепловых нейтронов в основном обусловлен процессами $\text{H}(n,\gamma)^2\text{H}$ и $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$. Сечения этих реакций составляют соответственно 0.33 и 1.76 бн. Основной эффект воздействия на биологическую ткань происходит под действием протонов, образующихся в реакции (n,p) и теряющих всю свою энергию в месте рождения. Для

медленных нейтронов сечения захвата нейтронов малы. Большая часть энергии расходуется на возбуждение и расщепление молекул ткани. У быстрых нейтронов до 90% энергии в ткани теряется при упругом взаимодействии. При этом решающее значение имеет рассеяние нейтронов на протонах. Дальнейшее выделение энергии происходит в результате ионизации среды протонами отдачи.

Также как для заряженных частиц, для нейтронов рассчитана удельная эквивалентная доза или доза при единичном флюенсе – h .

Таблица 10

Доза при единичном флюенсе моноэнергетических нейтронов												
E_n , МэВ	тепл.	10^{-5}	10^{-4}	10^{-3}	$2 \cdot 10^{-2}$	0,1	0,5	1	2	5	10	20
h , 10^{-11} Зв·см ²	0,76	1,51	1,46	1,42	2,38	5,98	18,8	28,2	38,3	47,4	50	48

Для расчета дозы надо умножить флюенс на соответствующий коэффициент. $H = h \cdot \Phi$ или $\dot{H} = h \cdot \phi$. Если нейтроны имеют различную энергию, необходимо проинтегрировать по энергии или просуммировать при групповом подходе:

$$\dot{H} = \int \phi_n(E) \cdot h(E) \cdot dE \approx \sum \phi_i \cdot h(E_i) = \phi \sum n_i \cdot h_i, \quad n_i = \phi_i / \phi.$$

3.3 Взаимодействие фотонов с веществом.

3.3.1. Основные процессы взаимодействия.

- Фотоэффект (фотоэлектрическое поглощение)
- Эффект Комптона (комптоновское рассеяние)
- Образование электрон-позитронных пар.

При прохождении через вещество фотоны (гамма-кванты) могут взаимодействовать с атомом как целым, электронами и ядрами. В результате интенсивность излучения уменьшается. В области энергий до 10 МэВ наиболее существенными процессами являются фотоэффект, эффект Комптона и образование электрон-позитронных пар.

1) Фотоэлектрический эффект – взаимодействие с атомами.

При фотоэффекте фотон поглощается атомом и высвобождается электрон. Энергетические соотношения при этом выглядят следующим образом:

$$E_{\gamma} = E_e + E_i,$$

где E_{γ} – энергия первичного фотона, E_i – энергия связи электрона в атоме (энергия ионизации), E_e – кинетическая энергия вылетевшего электрона.

После вылета фотоэлектрона в атомной оболочке образуется вакансия. Переход менее связанных электронов на вакантные уровни сопровождается выделением энергии, которая может передаваться одному из электронов верхних оболочек атома, что приводит к его вылету из атома (эффект Оже) или трансформироваться в энергию характеристического рентгеновского излучения. Таким образом, при фотоэффекте часть энергии первичного гамма-кванта преобразуется в энергию электронов (фотоэлектроны и электроны Оже), а часть выделяется в виде характеристического излучения.

Микроскопическое сечение фотоэффекта зависит от числа электронов в атоме Z (равно порядковому номеру элемента) и энергии кванта, E : $\sigma_{\phi} \propto \frac{Z^m}{E^n}$, где n меняется в диапазоне 1-3, а $m=4$. На плавной кривой зависимости сечения от энергии наблюдаются резонансы при $E_{\gamma} = E_{св}$. Макроскопические сечения взаимодействия фотонов с веществом называются линейными коэффициентами ослабления. Линейный коэффициент фотоэлектрического поглощения обозначается буквой τ , $\tau = n \cdot \sigma_{\phi}$.

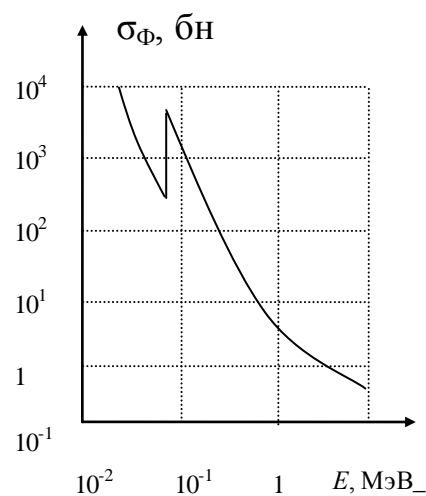


Рис. 5. Сечение фотоэффекта

Величина τ резко уменьшается с ростом энергии и при E_{γ} более нескольких МэВ фотоэлектроны практически не образуются.

2) Комptonовское рассеяние – упругое рассеяние на электроне

В случае эффекта Комптона, часть энергии γ -кванта преобразуется в кинетическую энергию электронов отдачи, а часть энергии уносит рассеянный фотон $E_\gamma = E'_\gamma + E_e + E_{св}$. В данном случае энергия связи незначительно, т.к. рассеяние в основном происходит на внешних электронах.

Вероятность рассеяния γ -квантов в случае эффекта Комптона зависит от числа атомных электронов Z и энергии: $\sigma_k \propto \frac{Z}{E_\gamma}$. Поэтому с увеличением энергии число рассеянных γ -квантов уменьшается. Линейный коэффициент комптоновского рассеяния обозначается буквой ϵ .

В случае тяжелых ядер Комpton-эффект начинает преобладать над фотоэффектом в области энергий $E_\gamma > 0,1$ МэВ. Комpton-эффект слабее зависит от энергии E_γ по сравнению с фотоэффектом. Поэтому им можно пренебречь лишь в области энергий $E_\gamma > 10$ МэВ, где становится существенным эффект образования электрон-позитронных пар.

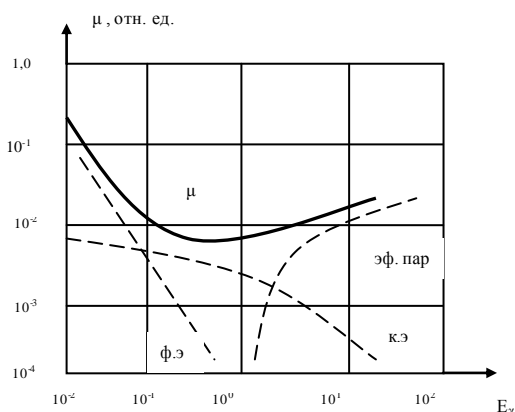
3) Образование электрон-позитронных пар

При образовании электрон-позитронных пар энергия первичного фотона преобразуется в кинетическую энергию электрона и позитрона. После торможения в среде позитрон аннигилирует с электроном с образованием двух квантов аннигиляционного излучения энергией по 0,511 МэВ. В случае образования электрон-позитронных пар баланс энергии имеет следующий вид: $E_\gamma = E_{e^-} + E_{e^+} + 1,02$ МэВ, где E_{e^-} и E_{e^+} кинетические энергии электрона и позитрона. Эффект возможен, если энергия кванта превышает порог 1,02 МэВ и определяет взаимодействие с веществом в области энергий более 10 МэВ.

$\sigma_{пар} \propto z^2 \cdot (E_\gamma - 1.02)$ при $E_\gamma < 10$ МэВ. Линейный коэффициент эффекта образования пар обозначается буквой χ .

3.3.2. Линейный коэффициент ослабления фотонного излучения.

Полное макроскопическое сечение взаимодействия рентгеновского и гамма-излучения с ве-



ществом $\Sigma = \Sigma_{\phi} + \Sigma_{\kappa} + \Sigma_{\pi} = \mu$,

μ называется линейным коэффициентом ослабления плотности потока или дозы. Зависимость μ от E_{γ} в воздухе приведена на рисунке.

Линейные коэффициенты ослабления для различных материалов можно найти в справочниках по защите.

Таблица 11

Линейные коэффициенты ослабления μ, в различных средах, см⁻¹			
Энергия γ -квантов, МэВ	Вода	Алюминий	Свинец
	μ	μ	μ
0.1	0.171	0.444	60.0
0.2	0.137	0.323	11.8
0.5	0.097	0.228	1.72
1.0	0.0706	0.166	0.79
2.0	0.0493	0.117	0.51
5.0	0.0302	0.075	0.49
10.0	0.0221	0.062	0.60

Ослабление и рассеянное фотонного излучения веществом происходит по тем же законам, как и ослабление нейтронов: $\phi(d) = \phi_0 \cdot e^{-\mu \cdot d}$,
 $H_{н.р.}(d) = H_0 \cdot e^{-\mu \cdot d}$.

Линейный коэффициент ослабления зависит от плотности вещества. Чтобы не зависеть от плотности, введен массовый коэффициент ослабления $\mu_m = \mu/\rho$, где ρ – плотность вещества, $[\rho] = \text{г/см}^3$, $[\mu_m] = \text{см}^2/\text{г}$.

Для смеси веществ массовый коэффициент ослабления равен сумме произведения массовых коэффициентов ослабления на массовые доли соответствующего элемента.

3.3.3. Дозовые характеристики гамма излучения

$H = h \cdot \Phi$, $\dot{H} = h \cdot \phi$, где h – удельная эквивалентная доза.

Таблица 12

Дозовые характеристики гамма излучения							
E_γ , МэВ	0,05	0,5	1	2	5	10	20
h , 10^{-13} Зв·см ²	3,1	25	48	83	160	290	430

Эквивалентная доза на единичный флюенс для гамма-излучения растет с увеличением энергии.

3.4. Вычисление мощности дозы от точечного, изотропно излучающего источника.

Определить мощность дозы, создаваемой точечным, изотропно излучающим источником Se^{75} , активностью $A=10^8$ Бк на расстоянии $r=10$ см.

Для точечного источника изотропного источника излучения плотность потока в вакууме уменьшается обратно пропорционально квадрату расстояния: $\varphi(r) = \frac{Q}{4 \cdot \pi \cdot r^2}$, где $Q = A \cdot n$ – число гамма-квантов, испускаемых источником за 1 секунду, n – число квантов на один распад (выход).

Энергию и выход γ -квантов Se^{75} можно найти в справочнике радиоактивных изотопов. Удельную эквивалентную дозу для каждой энергии получим с помощью линейной интерполяции данных таблицы 12.

Таблица 13

Гамма-излучение изотопа Se^{75}								
E , МэВ	0,4	0,3	0,28	0,26	0,2	0,14	0,12	0,1
n	0,12	0,014	0,25	0,59	0,014	0,57	0,16	0,032
h , 10^{-13} , см ²	19,4	14,9	13,8	12,8	9,8	6,3	5,1	3,9
$n \cdot h$, 10^{-13} Зв·см ²	1,2	0,2	3,5	7,6	0,1	3,6	0,8	0,1

$$\dot{H}(r) = \sum_{i=1}^8 h(E_i) \cdot \varphi(E_i) = \frac{A}{r^2 \cdot 4 \cdot \pi} \cdot \sum_{i=1}^8 h_i \cdot n_i.$$

Сосчитаем сумму последней строки $\sum_{i=1}^8 h_i \cdot n_i = 16,3 \cdot 10^{-13}$ Зв·см².

Окончательно: $\dot{H}(10 \text{ см}) = 1,3 \cdot 10^{-7} \text{ Зв/с}$.

Если нам потребуется определить дозу источника Se^{75} иной активности и на другом расстоянии, сосчитанная сумма останется той же. Чтобы облегчить расчет дозы в справочниках приводится гамма постоянная каждого нуклида:

$$\Gamma = \frac{\sum_i n_i \cdot h_i}{4\pi}. \quad \text{С помощью этой, постоянной для каждого изотопа ве-}$$

личины, мощность дозы определяется по формуле: $\dot{H}(r) = \frac{A \cdot \Gamma}{r^2}$.

$$\text{В СИ} \quad [\Gamma] = \frac{\text{аГр} \cdot \text{м}^2}{\text{с} \cdot \text{Бк}}, \quad \text{аГр} = 10^{-18} \text{ Гр (аттогрей)}.$$

Для Se^{75} :

$$\Gamma_{\text{СИ}} = 13,35 \cdot \frac{\text{аГр} \cdot \text{м}^2}{\text{с} \cdot \text{Бк}} \approx 1,3 \cdot 10^{-13} \text{ Зв} \cdot \text{см}^2 \quad (\text{т.к. для гамма-излучения}$$

$1 \text{ Гр} = 13 \text{ Зв}$).

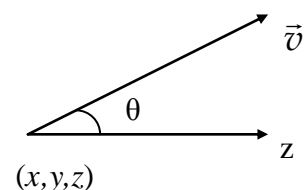
$$\dot{H}(10 \text{ см}) = \frac{10^8 \cdot 1,3 \cdot 10^{-13}}{100} = 1,3 \cdot 10^{-7} \text{ Зв/с}.$$

4. ИНЖЕНЕРНЫЕ МЕТОДЫ РАСЧЕТА ЗАЩИТЫ ОТ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Задача проектирования защиты можно сформулировать так. При заданном источнике ионизирующего излучения снизить плотность потока (мощность дозы) до требуемой величины.

Плотность потока частиц есть функция от шести переменных: координат точки (x, y, z) , энергии частицы (кванта), E , и направления скорости, задаваемого полярным углом θ и азимутальным углом $\psi - \varphi(x, y, z, E, \theta, \psi)$.

Распространение излучения в среде описывается интегрально-дифференциальным уравнением переноса Больцмана.



При решении этого уравнения возникают следующие трудности.

1) Свойства среды: Σ_t, Σ_s , угловое распределение рассеянных частиц – неаналитические функции.

2) Сложные граничные условия.

Поэтому аналитически задача в общем случае не решена.

Приближенные методы можно разделить на 3 группы.

1. Сравнительно точные методы – для них используются быстродействующие ЭВМ (применяются в теоретических расчетах).

2. Асимптотические и полуэмпирические (ЭВМ средней мощности). Основываются на расчетах первой группы и экспериментальных данных. Применяются при проектировании ядерных реакторов.

3. Инженерные методы, применяются на ранней стадии проектирования, где необходим перебор множества вариантов защиты и в случаях, когда не требуется высокая точность.

Расчеты проводятся с помощью таблиц и калькулятора. В защите от нейтронов это методы сечения выведения, длины релаксации, факторов накопления подпороговых нейтронов. Для расчета ослабления γ -излучения – методы кратности ослабления, факторов накопления (определяют вклад рассеянного излучения).

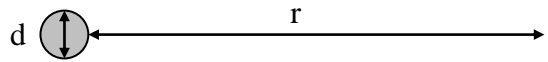
4.1 Классификация источников излучения.

Для проектирования защиты необходимо знать следующие характеристики источника:

1. Вид излучения ($n, \gamma, p, \alpha, \beta$).

2. Геометрия источника:

а) точечный – размер источника намного меньше расстояния до него $d \ll r$

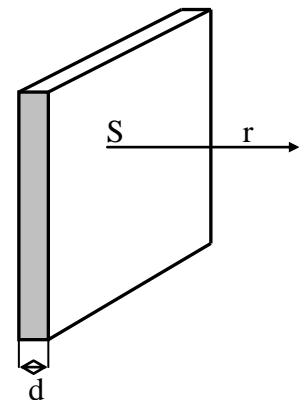


б) протяженный (линейный, поверхностный, объемный)

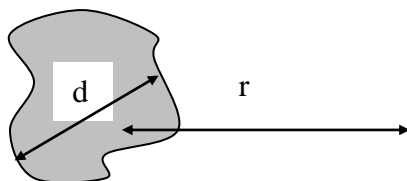
– Линейный источник $d \ll L$:



– Поверхностный источник $d \ll r$:



– объемный источник $d \approx r$



3. Мощность источника Q , част./с для точечного.

Для протяженного источника необходимо учитывать распределение мощности по размерам.

Если это распределение равномерно:

а) линейная мощность q , част./ $(\text{см} \cdot \text{с})$,

б) поверхностная q , част./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$,

в) объемная q , част./ $(\text{см}^3 \cdot \text{с})$.

4. Энергетический спектр $Q(E)$

5. Угловое распределение $Q(\theta)$

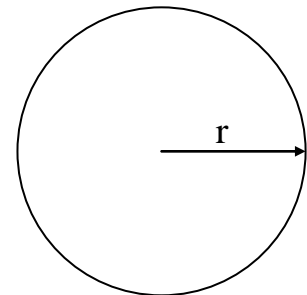
Наиболее распространенные виды углового распределения: изотропное (частицы вылетают из источника равновероятно во всех направлениях) $Q(\theta) = \frac{Q}{4\pi}$, мононаправленное $Q(\theta=0)=Q$, $Q(\theta \neq 0) = 0$.

Наиболее важные примеры источников:

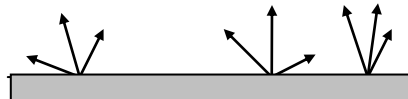
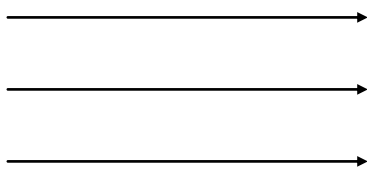
1) Точечный, изотропно излучающий источник

- плотность потока в точке, находящейся на расстоянии r от точечного изотропного источника.

$$\varphi(r) = \frac{Q}{S} = \frac{Q}{4\pi \cdot r^2}.$$



2) Мононаправленный (плоскопараллельный пучок). $\varphi(r)=\varphi_0$



3) Бесконечная, изотропно излучающая плоскость. Например, излучающая стенка ядерного реактора.

4.2. Классификация защит.

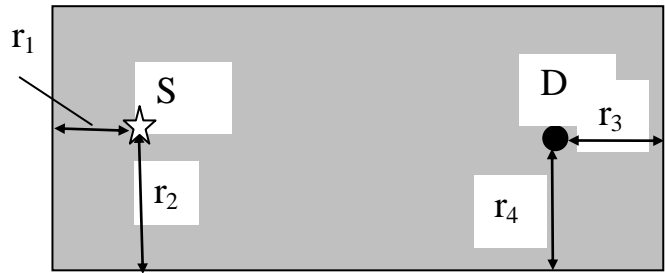
1) По назначению: биологическая (защита людей), радиационная (защита материалов от радиационного повреждения), тепловая (снижение тепловыделения). Часто путают биологическую и физическую защиты. Физической называется защита от несанкционированного использования источника.

2) По компоновке – гомогенная, гетерогенная.

3) По геометрии – бесконечная, полубесконечная, барьерная, ограниченная.

Защита называется физически бесконечной, если увеличение ее размеров не изменяет показания детектора.

S – источник излучения, D – точка, в которой измеряется или рассчитывается мощность дозы (детектор).



r_1, r_2 – расстояния от источника S до края защиты, r_3, r_4 – от детектора до края защиты. r_2 и r_4 измеряются по перпендикуляру к линии SD.

а) Бесконечная защита.

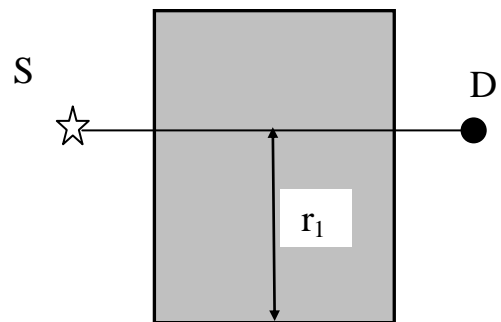
Если $r_1, r_2, r_3, r_4 \gg \lambda$, где $\lambda = \frac{1}{\Sigma_t}$ – средняя длина пробега частицы.

б) Полубесконечная защита.



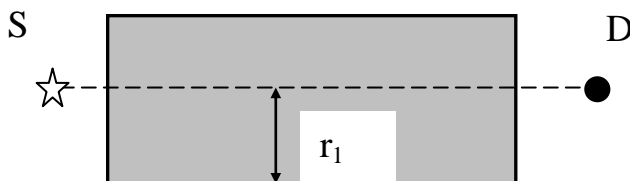
Два случая: б1) $r_1, r_2, r_4 \gg \lambda$ и б2) $r_2, r_3, r_4 \gg \lambda$.

в) Барьерная геометрия $r_1 \gg \lambda$, где r_1 – кратчайшее расстояние от SD до края защиты в направлении, перпендикулярном к SD.



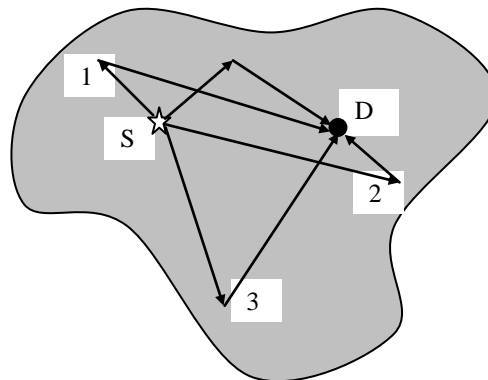
г) Ограниченная

$$r_1 \approx \lambda$$



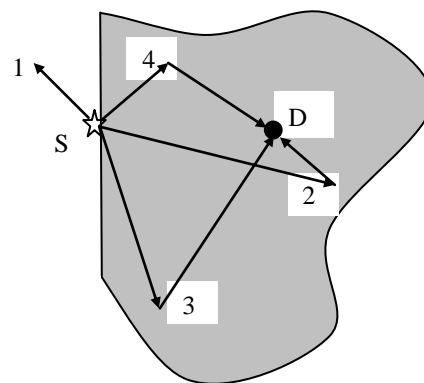
Геометрия защиты важна для определения вклада рассеянного излучения. Вклад не рассеянного излучения не зависит от геометрии защиты, а зависит только от толщины слоя между источником и детектором SD. Рассмотрим возможности попадания рассеянных частиц в детектор в защитах различной геометрии.

а) Бесконечная геометрия (цифрами обозначены точки рассеяния)



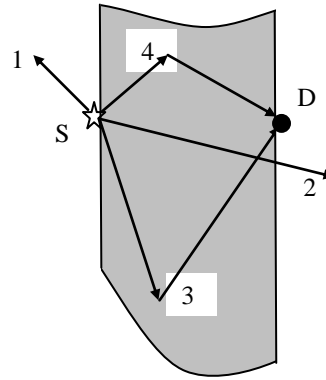
б) Полубесконечная геометрия (случай б₂)

Частица 1 вышла из защиты и не может рассеяться в детектор. Следовательно, вклад нерассеянного излучения будет меньше, чем в случае а).



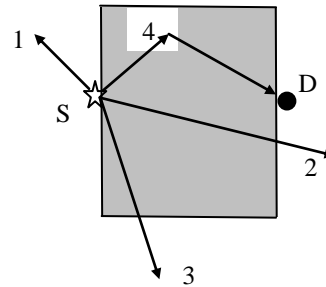
в) Барьерная геометрия

Теперь в детектор не может рассеяться и частица 2.



г) Ограниченная геометрия

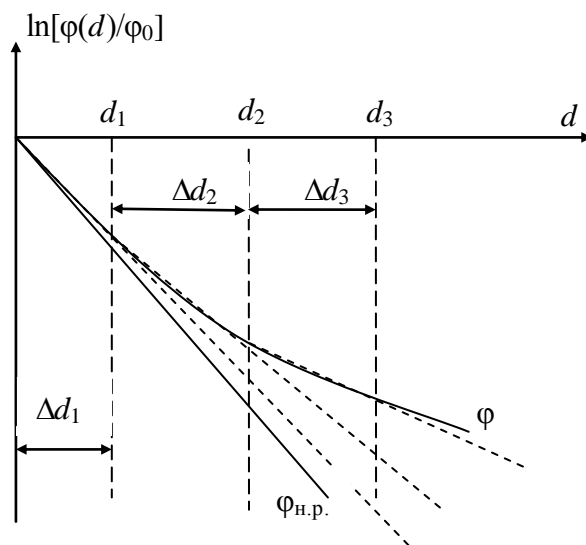
В детектор попадают только частицы, рассеянные в ограниченном объеме защиты.



Таким образом, показания детектора (плотность потока излучения) будут наименьшими в ограниченной геометрии. $\varphi(a) > \varphi(b) > \varphi(v) > \varphi(г)$.

4.3. Метод длины релаксации для расчета защиты от быстрых нейтронов

Для узкого пучка (только не рассеянное излучение) $\varphi_{н.р.}(d) = \varphi_0 \cdot e^{-\Sigma \cdot d}$, где d – толщина защиты, φ_0 – плотность потока без защиты. График функции $\ln[\varphi_{н.р.}(d)/\varphi_0] = -\Sigma \cdot d$ представляет собой прямую линию. Полная плотность потока φ (с учетом рассеянных нейтронов) больше $\varphi_{н.р.}$, и график $\ln[\varphi(d)/\varphi_0]$ пойдет выше, причем это уже не бу-



дет прямая.

Метод длины релаксации предлагает аппроксимировать кривую отрезками прямых. Делим защиту на три участка толщиной Δd_1 , Δd_2 и Δd_3 . На каждом участке заменяем кривую отрезком. В интервале $0 - d_1$ плотность потока можно описать экспонентой:

$$\varphi(d) = \varphi_0 \cdot e^{-\frac{d}{L_1}},$$

где L_1 называется длиной релаксации на участке Δd_1 .

$$\text{Аналогично для мощности дозы } \dot{H}(d) = \dot{H}_0 \cdot e^{-\frac{d}{L_1}}.$$

На участке Δd_2 аппроксимирующий отрезок идет под другим углом, следовательно, и длина релаксации будет другая – L_2 . Чтобы сосчитать мощность дозы при толщине $d_1 < d < d_2$, необходимо вычислить ее в начале этого участка, а затем ослабить по экспоненте с новой длиной релаксации.

$$\dot{H}(d) = \dot{H}_0 \cdot e^{-\frac{\Delta d_1}{L_1}} \cdot e^{-\frac{d-\Delta d_1}{L_2}} = \dot{H}_0 \cdot \exp\left[-\left(\frac{\Delta d_1}{L_1} + \frac{d-\Delta d_1}{L_2}\right)\right].$$

$$\text{При } d_2 < d < d_3 \quad \dot{H}(d) = \dot{H}_0 \cdot \exp\left[-\left(\frac{\Delta d_1}{L_1} + \frac{\Delta d_2}{L_2} + \frac{d-d_3}{L_3}\right)\right]$$

и так далее. В общем случае:

$$\dot{H}(d) = \dot{H}_0 \cdot \exp\left[-\sum_i \frac{\Delta d_i}{L_i}\right],$$

где L_i – длина релаксации на участке Δd_i .

Длина релаксации зависит от материала защиты и энергии нейтронов. $L = f(E_n, \text{материал, геометрия, толщина защиты})$.

Размерность $[L] = \text{см}$. Макроскопическое сечение пропорционально плотности. В справочниках обычно приводят массовую длину релаксации $L_m = L \cdot \rho$, которая не зависит от плотности вещества защиты. $[\rho] = \text{г/см}^3$, $[L_m] = \text{г/см}^2$. Линейная длина релаксации $L = L_m / \rho$. Можно не вычислять

линейную длину релаксации, а использовать формулу $\varphi(d) = \varphi_0 \cdot e^{-\frac{d_m}{L_m}}$, где $d_m = d \cdot \rho$ – толщина в массовых единицах (г/см^2).

Для быстрых нейтронов ядерного реактора приводятся значения длин релаксации, усредненные по спектру деления.

Таблица 14

Длина релаксации быстрых нейтронов спектра деления в графите				
$\Delta d, \text{г/см}^2$	0-50	50-100	100-150	150-220
$L, \text{г/см}^2$	18,9	20,0	23,0	26,4

Задача на вычисление плотности потока быстрых нейтронов за гомогенной защитой.

Найти плотность потока нейтронов точечного изотропного источника спектра деления мощностью $Q=10^9$ нейтр./с за защитой из промышленного графита толщиной 1 м, плотностью $\rho = 1,67 \text{ г/см}^3$.

Решение :

$$\varphi_0 = \frac{Q}{4\pi \cdot r^2}, \quad d=r=1 \text{ м}, \quad d_m=167 \text{ г/см}^2.$$

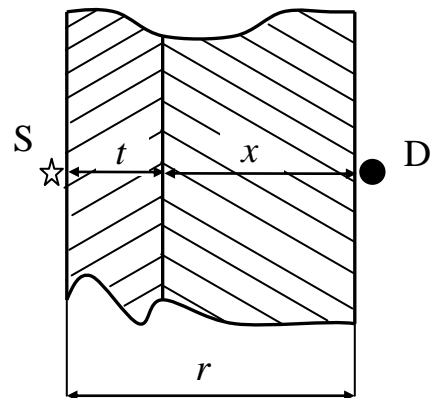
$$\varphi(d) = \frac{Q}{4\pi \cdot r^2} \cdot \exp\left[-\left(\frac{\Delta d_1}{L_1} + \frac{\Delta d_2}{L_2} + \frac{\Delta d_3}{L_3} + \frac{\Delta d_4}{L_4}\right)\right]$$

$$\varphi(d) = \frac{10^9}{4\pi \cdot 10^4} \cdot \exp\left[-\left(\frac{50}{18.9} + \frac{50}{20} + \frac{50}{23} + \frac{17}{26.4}\right)\right] = 2.79 \approx 2.8 \frac{\text{нейтр.}}{\text{см}^2 \times \text{с}}$$

4.4. Метод сечения выведения для расчета многослойной защиты от быстрых нейтронов.

На практике используется многослойная защита, состоящая из разных веществ. Применение метода длины релаксации в этом случае неудобно, так как для каждого сочетания материалов приходится рассчитывать свои длины релаксации. Для расчета многослойной защиты от быстрых нейтронов разработан метод сечения выведения.

Суть метода можно сформулировать так: в водородсодержащей среде влияние вводимых защитных материалов можно учесть экспериментальным множителем вида: $\exp(-\Sigma_{\text{выв}} \cdot t)$, где: $\Sigma_{\text{выв}}$ – макроскопическое сечение



выведения, $\Sigma_{\text{ВЫВ}} = \sigma_{\text{ВЫВ}} \cdot n$, $\sigma_{\text{ВЫВ}}$ – микроскопическое сечение выведения, n – концентрация ядер материала, см^{-3} , t – толщина введенного слоя.

$\dot{H}(t+x) = \dot{H}_H(x) \cdot e^{-\Sigma_{\text{ВЫВ}} \cdot t}$, где $\dot{H}_H(x)$ – мощность дозы за защитой из водородсодержащего вещества толщиной x , на расстоянии r от источника.

Если вводим N пластин, то $\dot{H}(t+x) = \dot{H}_H(x) \cdot \exp\left[-\sum_i \Sigma_{\text{ВЫВ},i} \cdot t_i\right]$, где

$t = \sum_{i=1}^N t_i$ – полная толщина всех пластин, t_i – толщина материала с сечением

$\Sigma_{\text{ВЫВ},i}$.

Использование метода сечения выведения правомерно в случае, если за пластиной из тяжелого материала располагается слой водородсодержащего вещества толщиной $x > x_{\text{min}}$, где x_{min} – минимальная толщина водородсодержащей среды, при которой возмущением спектра нейтронов пластиной можно пренебречь. Обычно $x_{\text{min}} \approx (2-3)L$. Для воды $x_{\text{min}} \approx 40-60$ см.

Таблица 15

Сечения выведения для нейтронов спектра деления							
Элемент	H	B	C	O	Al	Fe	Pb
$\sigma_{\text{ВЫВ}}, 10^{-24} \text{см}^2$	1,00	0,97	0,81	1,07	1,31	1,98	3,53

Задача на вычисление мощности дозы от быстрых нейтронов за двухслойной защитой.

Во сколько раз ослабляет мощность дозы быстрых нейтронов реактора композиция из тепловой защиты (графит $\gamma=1,67$ г/см³, толщиной $t=60$ см) и биологической защиты, состоящей из бака с водой толщиной $x=120$ см?

Решение

$$\dot{H}(x+t) = \dot{H}(x) \cdot e^{-\Sigma_{\text{ВЫВ}} \cdot t}$$

$$\dot{H}(x) = \dot{H}_0 \cdot \exp\left(-\sum \frac{\Delta d_i}{L_i}\right), \quad \frac{\dot{H}_0}{\dot{H}(x+t)} = \exp\left(\Sigma_{\text{ВЫВ}} \cdot t + \sum_i \frac{\Delta d_i}{L_i}\right)$$

Зависимость длины релаксации от толщины воды для спектра деления приведены в таблице 16.

Таблица 16

Длина релаксации нейтронов спектра деления в воде				
$\Delta d, \text{ г/см}^2$	0-30	30-60	60-100	100-150
$L, \text{ г/см}^2$	8,1	8,9	9,3	9,6

$n_c = \rho \cdot N_A / A = 1,67 \cdot (6 \cdot 10^{23} / 12) = 0,084 \cdot 10^{24} \text{ см}^{-3}$ – концентрация ядер графита, $\Sigma_{\text{выб}} = n \cdot \sigma_{\text{выб}} = 0,084 \cdot 10^{24} \cdot 0,81 \cdot 10^{-24} = 0,068 \text{ см}^{-1}$.

$$\dot{N}_0 / \dot{N}(d + x) = \exp(60 \cdot 0,068 + 30/8,1 + 30/8,9 + 40/9,3 + 20/9,6) = 4,1 \cdot 10^7.$$

4.5. Расчет полной мощности дозы нейтронов с использованием дозовых факторов накопления подпороговых нейтронов

Полная доза нейтронного излучения складывается из дозы быстрых, промежуточных и тепловых нейтронов: $H = H_6 + H_{\text{пр}} + H_{\text{т}}$.

В водородосодержащих средах на больших толщинах устанавливается равновесный спектр (отношение доз нейтронов различных энергетических групп не меняется с увеличением толщины защиты) $H_{\text{пр}}/H_6 \approx \text{const}$, $H_{\text{т}}/H_6 \approx \text{const}$. Сечение поглощения водорода возрастает с уменьшением энергии, поэтому тепловые и промежуточные нейтроны источника быстро поглощаются, и на больших толщинах мы наблюдаем медленные нейтроны, только образовавшиеся при замедлении быстрых. Для вычисления полной дозы введено понятие дозового фактора накопления.

Дозовые факторы накопления тепловых и промежуточных нейтронов: $B_{\text{т}} = (H_{\text{т}} + H_6) / H_6$; $B_{\text{пр}} = (H_{\text{пр}} + H_6) / H_6$.

Дозовый фактор накопления подпороговых нейтронов $B = H / H_6$. Так как границы разделения нейтронов на быстрые и медленные условны, в таблицах указывают пороговую энергию $E_{\text{п}}$, выше которой нейтроны считаются быстрыми. Полная доза излучения $H = B \cdot H_6$.

По зависимости фактора накопления от толщины защиты выделяют две группы веществ:

- 1) Водородосодержащие материалы – при $d > (3 \div 4)L$, $B = \text{const}$.
- 2) Сталь (чугун), свинец, титан, графит. Фактор накопления этих материалов возрастает с толщиной.

Значения дозовых факторов накопления определяются экспериментально, для ких сред на больших толщис – расчетным путем.

ТО-
ЮТ-
ЛЕГ-
НАХ

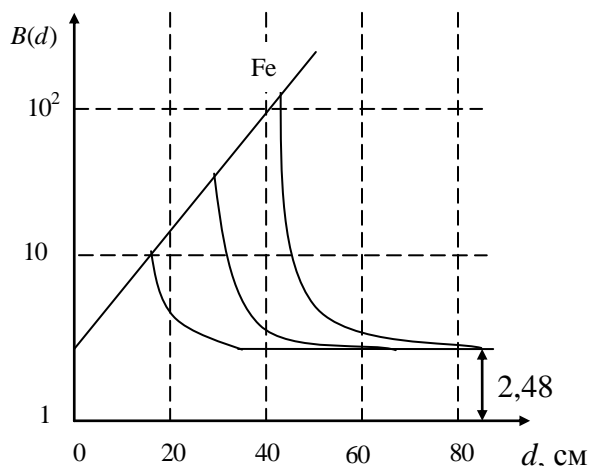


Таблица 17

Дозовые факторы накопления нейтронов источника спектра деления для установившегося равновесного спектра в среде		
Материал	ρ , г/см ³	$B(E_{\Gamma}=2 \text{ МэВ})$
Вода	1,0	1,98
Полиэтилен	0,92	1,88
Графит+8% бора	1,67	4,76
Гидрид титана	3,25	2,32
H ₂ O+50%Fe	-	3,52
Серпентинитовый бетон	2,3	2,48
Обычный бетон, 7% H ₂ O	2,3	3,0
Обычный бетон, 10% H ₂ O	2,3	2,35

Для материалов второй группы надо знать зависимость $B(d)$, для этого используются таблицы, графики, эмпирические формулы.

Дозовый фактор накопления за многослойной защитой можно определить по номограмме.

Пример: номограмма для определения дозового фактора накопления системы сталь + серпентинитовый бетон.

Прямая линия – зависимость фактора накопления от толщины в защите из стали, кривые показывают фактор накопления в бетоне после 15, 30 и 45 см стали.

Если последний слой в сложной композиции водородосодержащий (вода, бетон, гидриды металлов), то на больших толщинах фактор накопления стремится к равновесному значению в водородосодержащей среде (см. номограмму).

4.6. Ослабление нейтронов защитой при различной геометрии источника

1. Точечный изотропный источник

$$H(r) = H_0 \cdot B \cdot e^{-\frac{d}{L}} \cdot e^{-\Sigma_{\text{выб}} \cdot t} = \frac{Q \cdot \bar{h}}{4\pi \cdot r^2} \cdot B \cdot \exp\left[-\sum_i \frac{\Delta d_i}{L_i}\right] \cdot e^{-\Sigma_{\text{выб}} \cdot t}$$

где: \bar{h} – удельная эквивалентная доза, усредненная по спектру, d – толщина водородосодержащего слоя, t – толщина введенного материала, $r = d+t$ – расстояние от источника.

Если введено несколько слоев, возрастает показатель экспоненты.

2. Мононаправленный источник

$$\Phi_0(r) = \Phi_0, \dot{H}(r) = \Phi_0 \cdot h \cdot B \cdot e^{-\frac{d}{L}} \cdot e^{-t \cdot \Sigma_{\text{выб}}}$$

3. Плоский, изотропно излучающий источник (например, поле излучения вблизи корпуса большого реактора)

$$H = H(0) \cdot B \cdot \frac{\exp\left(-\sum_i \frac{\Delta d_i}{L_i}\right) \cdot e^{-\Sigma_{\text{выб}} \cdot t}}{1 + \sum_i \frac{\Delta d_i}{L_i} + \Sigma_{\text{выб}} \cdot t} \quad \text{при} \quad \sum_i \frac{\Delta d_i}{L_i} + \Sigma_{\text{выб}} \cdot t > (2 \div 3).$$

4.7. Расчет гомогенной защиты от фотонного излучения

4.7.1. Метод факторов накопления.

В геометрии узкого пучка (без учета рассеянного γ -излучения)
 $\Phi_{\text{н.рас.}}(d) = \Phi_0 \cdot e^{-\mu \cdot d}$, ослабление мощности дозы $\dot{H}_{\text{н.рас.}}(d) = \dot{H}_0 \cdot e^{-\mu \cdot d}$, где:
 Φ_0, \dot{H}_0 – плотность потока и мощность дозы без защиты, μ – линейный коэффициент ослабления γ -излучения (см. 2.3).

В условиях широкого пучка (с учетом рассеянного излучения)
 $\dot{H} = \dot{H}_{\text{н.рас.}} + \dot{H}_p$. Вклад рассеянного излучения учитывается с помощью факторов накопления:

$$1) \text{ Дозовый } B_D = \frac{H}{H_{\text{н.рас.}}} = \frac{H_{\text{н.рас.}} + H_p}{H_{\text{н.рас.}}} \geq 1$$

$$2) \text{ Числовой } B_{\text{ч}} = \frac{\Phi}{\Phi_{\text{н.рас.}}} = \frac{\Phi_{\text{н.рас.}} + \Phi_p}{\Phi_{\text{н.рас.}}} \geq 1$$

$$3) \text{ Энергетический } B_{\text{э}} = \frac{I}{I_{\text{н.рас.}}} = \frac{I_{\text{н.рас.}} + I_p}{I_{\text{н.рас.}}} \geq 1, I - \text{интенсивность излучения.}$$

ния.

Зная фактор накопления, можно сосчитать мощность дозы, плотность потока или интенсивность излучения за защитой:

$$\dot{H} = B_D \cdot \dot{H}_{\text{н.рас.}}, \quad \Phi = B_{\text{ч}} \cdot \Phi_{\text{н.рас.}}, \quad I = B_{\text{э}} \cdot I_{\text{н.рас.}}.$$

От чего зависит фактор накопления B :

1) От геометрии защиты ($B_{\text{узк.пучк.}}=1, B_{\infty} > B_{1/2\infty} > B_{\text{бар.}} > B_{\text{огр.}} \geq 1$). В справочниках обычно приводится B_{∞} . Для расчета фактора накопления в барьерной геометрии вводится поправочный коэффициент на барьер-

$$\text{ность: } \delta_{\text{б}} = \frac{B_{\text{бар.}}}{B_{\infty}}.$$

2) От геометрии источника: точечный изотропный или плоский мононаправленный $B_{\text{т.изотр.}} > B_{\text{пл.м.}}$.

3) От толщины защиты. Приводится зависимость $B(\mu d)$, где μd – безразмерная толщина, не зависящая от плотности материала γ . С увеличением μd возрастает B .

4) От энергии E_{γ} . $B(\mu d, E_1) > B(\mu d, E_2)$, если $E_1 < E_2$. Исключением являются тяжелые материалы (например, свинец), у них фактор накопления может незначительно возрастет с увеличением энергии.

5) От вещества – атомного номера элемента. В справочниках по защите можно найти таблицы факторов накопления для различных элементов и некоторых материалов (вода, бетон) в различной геометрии защиты: $B(\mu d, E)$.

4.7.2. Универсальные таблицы для расчета защиты от γ -излучения.

Полную дозу излучения за защитой можно определить с помощью дозового фактора накопления: $H(d) = H_0 \cdot B(\mu d, E) \cdot e^{-\mu d}$. Но эта формула не позволяет найти толщину защиты, необходимую для ослабления дозы до проектной величины.

В случае точечного изотропного источника в бесконечной среде для ряда веществ вычислена кратность ослабления:

$$k(d, E) = H_0 / H(d) = e^{\mu d} / B(\mu d, E).$$

Таблицы $k(d, E)$ или $d(k, E)$ называются «Универсальные таблицы для расчета защиты от фотонного излучения». Таблицы называются универсальными, так как с их помощью можно определить не только кратность ослабления за защитой, но и толщину защиты для требуемой кратности ослабления. Пример универсальной таблицы для воды приведен в табл. 18.

Таблица 18

Универсальная таблица для расчета защиты от фотонного излучения.														
Толщина защиты из воды, см ($\rho = 1,0 \text{ г/см}^3$)														
Энергия фотонов, МэВ														
k	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,9	1,0	1,25	1,5	2,0	2,2	3,0	4,0	6,0
1,5	22	21	21	20	20	20	20	19	19	20	20	21	22	23
2	28	28	27	27	27	28	28	28	28	30	31	34	35	39
5	45	40	47	47	48	49	50	52	54	59	61	67	71	83
8	52	54	54	51	56	57	58	62	66	72	74	81	80	105
10	54	57	57	58	60	61	62	66	70	78	80	88	97	115
20	64	68	60	71	72	74	76	82	87	96	99	111	125	144
30	70	73	75	77	79	81	83	89	94	105	109	122	139	162
40	74	77	80	82	84	87	89	95	101	112	116	131	149	173
50	77	80	83	85	88	90	93	99	106	118	122	138	155	184
60	79	83	86	88	91	93	96	102	109	123	127	144	162	191
80	83	87	90	93	96	99	102	110	116	130	134	153	171	204
100	86	89	93	96	100	103	105	114	120	134	139	159	180	211
200	94	90	103	107	111	115	118	127	135	152	157	179	204	212
500	104	110	115	120	124	129	133	145	155	173	180	207	230	278
1000	113	119	125	131	136	141	145	157	168	188	195	225	257	305
0														
2000	120	128	134	140	146	152	155	170	182	204	212	245	280	330
0														
5000	131	140	146	153	160	165	171	185	199	224	234	271	308	368
0														
δ		0,75	0,759	0,767	0,777	0,788	0,797	0,839	0,863	0,892	0,902	0,924	0,941	0,961

4.7.3. Ослабление фотонного излучения в различной геометрии.

Для точечного изотропного источника:

$$\dot{H}(d) = \dot{H}(0)/k(d, E) = \frac{A \cdot n \cdot h}{4\pi \cdot r^2 \cdot k(d, E)} = \frac{A \cdot \Gamma}{r^2 \cdot k(d, E)}, \text{ где } \Gamma - \text{ гамма-постоянная}$$

изотопа.

Для плоского мононаправленного источника: $H(d) = H_0/k(d)$ (с завышением дозы, т.к. $B_{\text{т.изотр.}} > B_{\text{пл.м.}}$).

Если источник излучает γ -кванты различных энергий,

$$\dot{H}(d) = \sum_{i=1}^n \dot{H}(d, E_i), \text{ где } \dot{H}(d, E_i) = \dot{H}_0(E_i) \cdot B(\mu(E_i) \cdot d, E_i) \cdot \exp(-\mu(E_i) \cdot d) - -$$

мощность дозы за защитой для квантов с энергией E_i (энергетической группы i).

а) Для точечного изотропного источника (r – расстояние от источника)

$$\dot{H}_0(E_i) = \frac{A}{4\pi \cdot r^2} \cdot n_i \cdot h(E_i),$$

$$\dot{H}(d) = \frac{A}{4\pi \cdot r^2} \cdot \sum_{i=1}^n n_i \cdot h(E_i) \cdot B(\mu(E_i) \cdot d, E_i) \cdot e^{-\mu(E_i) \cdot d}.$$

б) Для плоскопараллельного пучка (мононаправленного источника)

$$\dot{H}_0(E_i) = \varphi_0 \cdot n_i \cdot h(E_i), \quad \dot{H}(d) = \varphi_0 \sum_i n_i \cdot h(E_i) \cdot B(\mu(E_i) \cdot d, E_i) \cdot e^{-\mu(E_i) \cdot d}.$$

Для источника произвольной формы мощность дозы получается интегрированием по объему дозы от точечных источников. Результаты таких расчетов приводятся в справочниках по защите в виде номограмм, таблиц.

В наиболее простых случаях рассчитаны аналитические зависимости:

с) Бесконечная, изотропно излучающая плоскость:

$H(d) = H(0) \cdot B(\mu d) \cdot E_1(\mu d)$, где $E_1(x)$ – интегральная экспонента первого рода.

При $x > 5$ используется аппроксимация $E_1(x) \approx e^{-x}/(1+x)$. Таким образом, при $\mu d > 5$ можно использовать аналитическую зависимость:

$$H(d) = H_0 \cdot B(\mu d, E) e^{-\mu d} / (1 + \mu d).$$

4.8. Задача на расчет защиты от γ -излучения

Найти толщину защиты из воды, необходимую для ослабления мощности дозы γ -излучения изотропно излучающей стенки реактора в 100 раз. Спектр реактора в 2-х групповом приближении: $E_1 = 0,5$ МэВ, $n_1 = 80\%$; $E_2 = 1,5$ МэВ, $n_2 = 20\%$.

Решение :

$$\dot{H}_0 = \varphi_{01} \cdot h(E_1) + \varphi_{02} \cdot h(E_2) = \varphi_0 [n_1 \cdot h(E_1) + n_2 \cdot h(E_2)].$$

$$\dot{H}(d) = \varphi_0 \left[n_1 \cdot h(E_1) \cdot B(\mu_1 d, E_1) \cdot \frac{e^{-\mu_1 d}}{1 + \mu_1 d} + n_2 \cdot h(E_2) \cdot B(\mu_2 d, E_2) \cdot \frac{e^{-\mu_2 d}}{1 + \mu_2 d} \right].$$

Необходимо определить толщину d , при которой $\frac{\dot{H}_0}{\dot{H}(d)} = 100$.

$$\text{Т.е. } \frac{n_1 \cdot h(E_1) + n_2 \cdot h(E_2)}{n_1 \cdot h(E_1) \cdot B(\mu_1 d, E_1) \cdot \frac{e^{-\mu_1 d}}{1 + \mu_1 d} + n_2 \cdot h(E_2) \cdot B(\mu_2 d, E_2) \cdot \frac{e^{-\mu_2 d}}{1 + \mu_2 d}} = 100.$$

Полученное уравнение для d является трансцендентным, решить его аналитически невозможно. Поэтому, ищем решение путем подбора. Вначале вычислим числитель $n_1 \cdot h_1 + n_2 \cdot h_2 = (20 + 13) \cdot 10^{-13} = 33 \cdot 10^{-13}$ Зв·см², он не зависит от толщины. Все результаты расчетов заносим в таблицу 19. Для уменьшения объема вычислений важно удачно выбрать первое приближение. Это можно сделать с помощью универсальных таблиц. Для нашей геометрии источника $H(0)/H(d) = k \cdot (1 + \mu d)$, где k – кратность ослабления (см. п.3.8). Наибольший вклад в дозу без защиты дает группа с $E_\gamma = 0,5$ МэВ, поэтому смотрим кратность ослабления для этой энергии (табл. 18). Ближайшее подходящее значение $k = 20$ соответствует толщине $d = 68$ см, при этом $k \cdot (1 + \mu d) = 131$. Ослабление более чем в 100 раз не слишком велико, так как группа с $E_\gamma = 1,5$ МэВ ослабится меньше. Считаем знаменатель с выбранной толщиной защиты. Складываем последний столбец, получаем $H(0)/H(d) = 33 \cdot 10^{-13} / 4,7 \cdot 10^{-14} = 70$, т.е. выбранная толщина недостаточна.

Таблица 19

Расчет для толщины воды $d_1 = 68$ см								
E , МэВ	n	h , 10^{-13} Зв·см ²	$n \cdot h$, 10^{-13} Зв·см ²	μ , см ⁻¹	$\mu \cdot d_1$	$e^{-\mu d_1}$	$B(\mu \cdot d_1)$	$\frac{n \cdot h \cdot B \cdot e^{-\mu d_1}}{1 + \mu d_1}$, 10^{-14} Зв·см ²
0,5	0,8	25	20	0,0966	6,57	0,0014	38	1,4
1,5	0,2	65	13	0,0575	3,92	0,020	6,3	3,3
Сумма	1	-	33	-	-	-	-	4,7

Необходимо дополнительно ослабить дозу в $100/70 = 1,4$ раза. Оценим грубо, сколько надо добавить воды. Сильнее всего изменение толщины влияет на экспоненту. При небольшом изменении толщины на Δd , доза

дополнительно ослабится, примерно, в $e^{\mu \cdot \Delta d}$ раз. Выберем толщину с небольшим запасом (вместо 1,4 раза – в 1,5 раза). Тогда $\mu \cdot \Delta d = \ln(1,5) = 0,4$. После защиты ведущей группой (дающей наибольший вклад в дозу) являются фотоны с энергией 1,5 МэВ, поэтому μ теперь надо взять для этой энергии. Получим $\Delta d = 0,4 / 0,0575 = 7$ см. Посчитаем ослабление дозы для новой толщины $d_2 = 75$ см.

Продолжение таблицы 19

Расчет для толщины воды $d_2 = 75$ см				
μ , см ⁻¹	$\mu \cdot d_2$	$e^{-\mu d_2}$	$B(\mu \cdot d_2)$	$\frac{n \cdot h \cdot B \cdot e^{-\mu d_2}}{1 + \mu d_2}$, 10^{-12} Зв·см ²
0,0966	7,24	0,0071	42	0,73
0,0575	4,31	0,0134	6,9	2,26
Сумма		-	-	3,0

$H(0)/H(d) = 33 \cdot 10^{-13} / 3,0 \cdot 10^{-12} = 110$. Толщина $d = 75$ см воды ослабляет дозу в 110 раз. Это немного больше, чем надо. Погрешность по дозе 10% в сторону уменьшения. Оценим погрешность по толщине:

$\mu \cdot \Delta d = \ln(1,1) = 0,095$, $\Delta d = 1,7$. Такая погрешность для воды вполне удовлетворительна (2% от полной толщины).

4.9. Факторы накопления гамма-излучения за гетерогенной защитой

Рассмотрим ослабление фотонного излучения многослойной защитой из N слоев. Номера слоев считаем со стороны источника.

Без рассеянного излучения

$$\dot{H}_{\text{н.р.}}(d) = \dot{H}_0 \cdot \exp\left[-\sum_{i=1}^n \mu_i \cdot d_i\right]. \text{ Определим}$$

фактор накопления гетерогенной защиты

как $B_{\text{гет}} = \frac{\dot{H}_{\text{н.р.}}(d) + \dot{H}_{\text{р.}}(d)}{\dot{H}_{\text{н.р.}}(d)}$. Тогда полная мощность дозы за защитой

$$\dot{H}(d) = \dot{H}_0 \cdot B_{\text{гет}} \cdot \exp\left[-\sum_{i=1}^N \mu_i \cdot d_i\right].$$

Наиболее простым способом вычисления фактора накопления гетерогенной защиты является формула Бродера:

$$B_{\text{гет}} = \sum_{n=1}^N B_n \left[\sum_{i=1}^n \mu_i d_i \right] - \sum_{n=2}^N B_n \left[\sum_{i=1}^{n-1} \mu_i d_i \right].$$

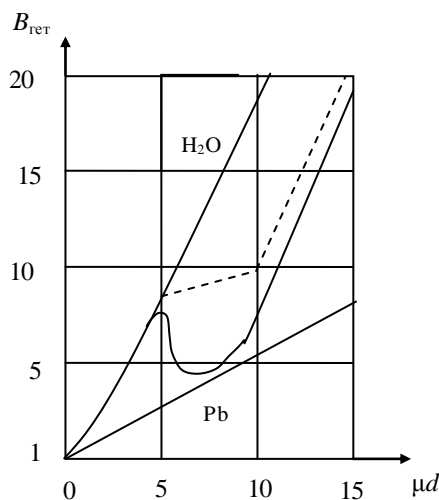
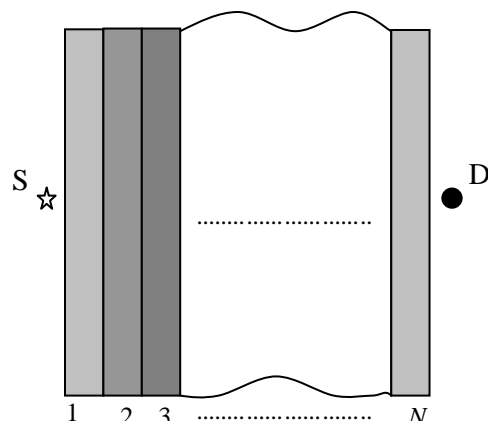
Поясним использование формулы на частном случае: $N=2$ (2 слоя).

$$B_{\text{гет}} = B_1(\mu_1 d_1) + B_2(\mu_1 d_1 + \mu_2 d_2) - B_2(\mu_1 d_1).$$

Пример: первый слой – Fe толщиной $\mu_1 d_1 = 3$, второй слой – Pb, $\mu_2 d_2 = 5$, третий слой – H₂O, $\mu_3 d_3 = 10$.

$B_{\text{гет}} = B_1(\mu_1 d_1) + B_2(\mu_1 d_1 + \mu_2 d_2) + B_3(\mu_1 d_1 + \mu_2 d_2 + \mu_3 d_3) - B_2(\mu_1 d_1) - B_3(\mu_1 d_1 + \mu_2 d_2) = B_{\text{Fe}}(3) + B_{\text{Pb}}(8) + B_{\text{H}_2\text{O}}(18) - B_{\text{Pb}}(3) - B_{\text{H}_2\text{O}}(8)$. Индекс у фактора накопления зывается, по таблице какого вещества его до брать в справочнике.

Формула Бродера удобна тем, что ее использования достаточно иметь таблицы факторов накопления ве-



щи-
тре-

ука-
на-

для

ществ, из которых состоит защита. Недостатком является высокая погрешность определения $B_{\text{гет}}$. В отдельных случаях фактор накопления завышается на 40-50%, обычно меньше. Формулу рекомендуется использовать для композиций, в которых последний слой имеет минимальный атомный номер, что обычно встречается на практике (последней ставят водородосодержащую защиту).

В качестве примера на рисунке приведен фактор накопления трехслойной защиты вода – свинец – вода. Сплошная кривая – точный расчет, пунктир – расчет по формуле Бродера.

В заключение сформулируем общие правила применения инженерных методов расчета защиты:

1. Расчет проводить с запасом по толщине (все погрешности и округления вычислений должны производиться с увеличением расчетной дозы). Нормы радиационной безопасности допускают погрешность в дозе до 30% в сторону повышения безопасности.

2. Если по технологическим причинам необходимо уменьшить толщину, рекомендуется уточнять расчет в следующей последовательности:

- а) заменить формулу Бродера на более точный метод,
- б) ввести поправку на барьерность,
- в) увеличить число энергетических групп.

5. РАДИАЦИОННЫЙ РИСК В ЕСТЕСТВЕННЫХ УСЛОВИЯХ И ПРИ РАБОТЕ С ИОНИЗИРУЮЩИМ ИЗЛУЧЕНИЕМ

5.1. Фоновое облучение человека

Избежать облучения ионизирующим излучением невозможно. Жизнь на Земле возникла и продолжает развиваться в условиях постоянного облучения. Радиационный фон Земли складывается из трех компонентов:

1. естественный фон излучения – космическое излучение и излучение от рассеянных в земной коре, воздухе и других объектах внешней среды природных радионуклидов;

2. технологически повышенный радиационный фон – облучение от естественных радионуклидов, повышенное в результате технической деятельности человека;

3. излучение от искусственных (техногенных) радионуклидов и других источников излучения, созданных человеком.

Облучение по критерию месторасположения источников излучения делится на внешнее и внутреннее. Внешнее облучение обусловлено источниками, расположенными вне тела человека. Источниками внешнего облучения являются космическое излучение и наземные источники. Источником внутреннего облучения являются радионуклиды, находящиеся в организме человека.

5.1.1. Естественный фон излучения

1. Космическое излучение

Космическое излучение складывается из частиц, захваченных магнитным полем Земли, галактического космического излучения и корпускулярного излучения Солнца. В его состав входят в основном электроны, протоны и альфа-частицы. Это так называемое первичное космическое излучение, взаимодействуя с атмосферой Земли, порождает вторичное излучение. В результате на уровне моря излучение состоит почти полностью из мезонов (подавляющая часть) и нейтронов.

Мощность поглощенной дозы космического излучения в воздухе на уровне моря равна 32 нГр/ч и формируется в основном мезонами. Для нейтронов на уровне моря мощность поглощенной дозы составляет 0.8 нГр/ч и мощность эквивалентной дозы составляет 2.4 нЗв/ч. За счет космического излучения большинство населения получает дозу, равную около 0.35 мЗв в год.

Космическому внешнему облучению подвергается вся поверхность Земли. Однако облучение это неравномерно. Интенсивность космического излучения зависит от солнечной активности, географического положения объекта и возрастает с высотой над уровнем моря. Наиболее интенсивно оно на Северном и Южном полюсах, менее интенсивно в экваториальных областях. Причина этого – магнитное поле Земли, отклоняющее заряженные частицы космического излучения. Наибольший эффект действия космического внешнего облучения связан с зависимостью космического излучения от высоты (рис. 5).

Таблица 20

Зависимость мощности дозы космического излучения от высоты на средних широтах						
Высота, км	0	4	6	8	10	20
$\dot{H}, \frac{\text{мкЗв}}{\text{ч}}$	0,035	0,2	0,51	1,35	2,88	12,8

Солнечные вспышки представляют большую радиационную опасность во время космических полетов. Космические лучи, идущие от Солнца, в основном состоят из протонов широкого энергетического спектра (энергия протонов до 100 МэВ). Заряженные частицы от Солнца способны достигать Земли через 15-20 мин после того, как вспышка на его поверхности становится видимой. Длительность вспышки может достигать нескольких часов.

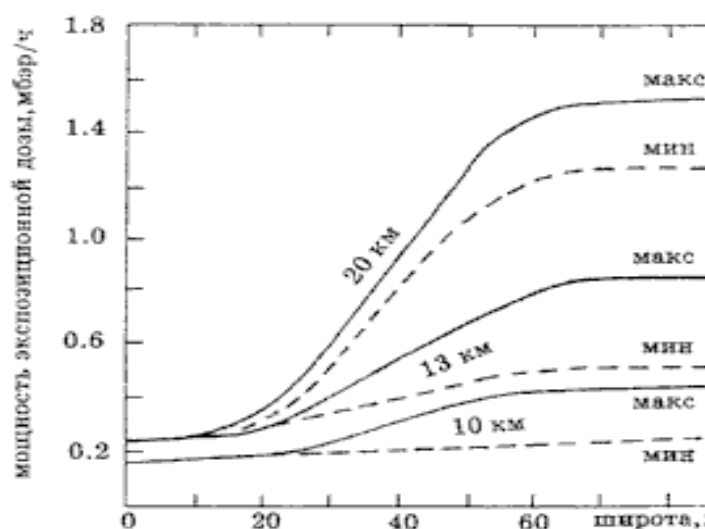
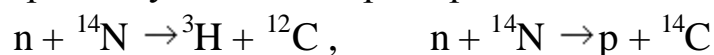


Рис.5. Доза излучения от солнца во время максимальной и минимальной активности солнечного цикла в зависимости от высоты над уровнем моря и географической широты местности.

При трансконтинентальном перелете на обычном турбовинтовом самолете, летящем со скоростью ниже скорости звука ($T_{\text{полета}} \approx 7.5$ ч), индивидуальная доза, получаемая пассажиром (50 мкЗв), на 20 % больше, чем доза, полученная пассажиром сверхзвукового самолета ($T_{\text{полета}} \approx 2.5$ ч) (40 мкЗв), хотя последний подвергается более интенсивному облучению из-за большей высоты полета. Коллективная эффективная доза от глобальных авиаперевозок достигает 10^4 чел-Зв, что составляет на душу населения в мире в среднем около 1 мкЗв за год, а в Северной Америке около 10 мкЗв.

2. Космогенные радионуклиды.

В результате ядерных реакций, идущих в атмосфере (а частично и в литосфере) под влиянием космических лучей, образуются радиоактивные ядра – космогенные радионуклиды. Например



В создание дозы внутреннего облучения наибольший вклад вносят ${}^3\text{H}$, ${}^7\text{Be}$, ${}^{14}\text{C}$ и ${}^{22}\text{Na}$ которые поступают вместе с пищей в организм человека (табл.21).

Таблица 21.

Среднее годовое поступление космогенных радионуклидов в организм человека.		
Радионуклид	Поступление, Бк/год	Годовая эффективная доза, мкЗв
^3H	250	0.004
^7Be	50	0.002
^{14}C	20000	12
^{22}Na	50	0.15

Взрослый человек потребляет с пищей 95 кг углерода в год при средней активности на единицу массы углерода 230 Бк/кг. Суммарный вклад космогенных радионуклидов в индивидуальную дозу составляет около 15 мкЗв/год.

3. Облучение от радионуклидов земного происхождения.

В настоящее время на Земле сохранилось 23 долгоживущих радиоактивных элемента, период полураспада которых сравним с возрастом Земли – от миллиарда лет и выше. Физические характеристики некоторых из них представлены в таблице 22.

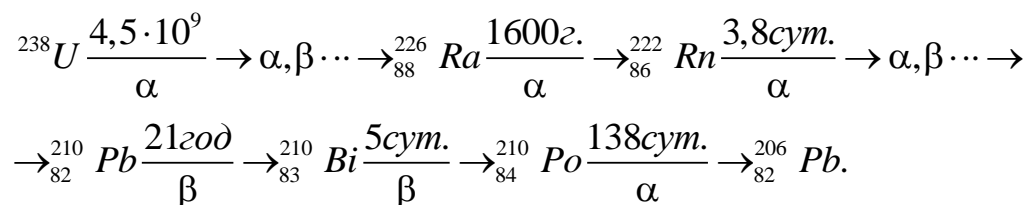
Таблица 22.

Радиоактивные изотопы, изначально присутствующие на Земле.			
Радионуклид	Весовое содержание в земной коре	Период полураспада, лет:	Тип распада:
Уран-238	$3 \cdot 10^{-6}$	$4.5 \cdot 10^9$	α -распад
Торий-232	$8 \cdot 10^{-6}$	$1.4 \cdot 10^{10}$	α -распад
Калий-40	$3 \cdot 10^{-6}$	$1.3 \cdot 10^9$	β - распад
Ванадий-50	$4.5 \cdot 10^{-7}$	$1.4 \cdot 10^{17}$	β - распад

Рубидий-87	$8.4 \cdot 10^{-5}$	$4.7 \cdot 10^{10}$	β -распад
Индий-115	$1 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{14}$	β -распад
Лантан-138	$1.6 \cdot 10^{-8}$	$1.1 \cdot 10^{11}$	β -распад
Самарий-147	$1.2 \cdot 10^{-6}$	$1.2 \cdot 10^{11}$	α -распад
Лютеций-176	$3 \cdot 10^{-8}$	$2.1 \cdot 10^{10}$	β -распад

Природное облучение людей можно условно разделить на внешнее и внутренне.

Внутреннее облучение формируется в основном за счёт природных радионуклидов, которые попадают внутрь организма с пищей, водой и воздухом. В результате в организме человека и животных содержатся такие естественные радионуклиды как: K^{40} , U^{238} , Th^{232} , C^{14} , Po^{210} и др. Причём, более 90% дозы создают: U^{238} , Th^{232} , K^{40} , а также дочерние члены рядов U и Th. Особое значение для внутреннего облучения имеют продукты распада радона ^{222}Rn . Изотоп инертного газа радона образуется в цепочке радиоактивного распада урана.



Образовавшись при распаде радия, радон диффундирует из почвы или стен в воздух. Как инертный газ, этот изотоп не усваивается организмом и является источником только внешнего облучения. Но продукты его распада прилипают к пылинкам и образуют радиоактивные аэрозоли, которые могут попасть в легкие и стать таким образом источником внутреннего облучения.

Внешнее облучение людей происходит на открытой местности, на территории населённых пунктов, а также в жилых, общественных и производственных помещениях от космического излучения и излучения природных источников. Основной вклад в дозу внешнего излучения вносят гамма-кванты (гамма-фон). Условно различают: нормальный фон, который для большинства территорий России составляет величину, изме-

няющуюся в пределах **(0,05 ÷ 0,30) мкЗв/ч**; повышенный – до $(1,5 \div 2)$ мкЗв/ч и аномально высокий естественный радиационный фон. На территории России годовая доза внешнего облучения в областях с нормальным фоном составляет (1 год = 8800 ч) от 0,4 до 2 мЗв. Средняя годовая доза внешнего облучения (космического + наземного) около 1 мЗв. Доза внутреннего облучения в естественных условиях примерно в два раза больше.

Однако уровень земной радиации неодинаков в различных районах. В некоторых районах Индии и Бразилии уровни радиационного фона повышены вследствие значительных залежей радиоактивных минералов (монацитов). Так, например, в 200 километрах к северу от Сан-Пауло (Бразилия) есть небольшая возвышенность, где уровень радиации в 800 раз превосходит средний и достигает 260 мЗв в год. На юго-западе Индии (штат Керала) 70 000 человек живут на узкой прибрежной полосе, вдоль которой тянутся пески, богатые торием. Эта группа лиц получает от 1,3 до 28 мЗв в год (в среднем 13 мЗв) на человека. Как показали исследования, во Франции, ФРГ, Италии, Японии и США около 95% населения живут в местах с дозой облучения от 0,3 до 0,7 мЗв в год. Около 3% получает в среднем 1 мЗв в год и около 1.5% более 1.4 мЗв в год.

В областях нормального фона мощность эквивалентной дозы внешнего облучения составляет от 0,05 до 0,30 мкЗв/ч.

5.1.2 Технологически повышенный радиационный фон.

Техническая деятельность человека, даже не связанная с созданием искусственных источников радиации часто приводит к повышению дозы. Например, при полете на самолёте на высоте 8000 метров мощность дозы составляет величину около $\dot{H}=1,35$ мкЗв/ч. В настоящее время проектом NASA NAIRAS разрабатываются меры по уменьшению дозы экипажа при перелете через северный полюс. Предлагается измерение индивидуальной дозы пилотов, индикация мощности дозы на панели управления. Пассажиры могут узнать полученную за полет дозу на сайте www.sievert-system.org (Франция).

Но основная причина технологически повышенного радиационного фона – извлечение радиоактивных веществ на поверхность земли и строи-

тельство жилых зданий. Если человек находится в помещении, доза внешнего облучения изменяется за счет двух противоположно действующих факторов:

1. Экранирование внешнего излучения зданием.
2. Облучение за счет естественных радионуклидов, находящихся в материалах, из которого построено здание.

В зависимости от концентрации изотопов ^{40}K , ^{226}Ra и ^{232}Th в различных строительных материалах мощность дозы в домах изменяется от 0,10 до 0,40 мкЗв/ч. Например, в гранитах содержится около 1000-1500 Бк/ кг калия-40, тогда как в песчаниках и известняках соответственно 370 и 90 Бк/кг. Урана в гранитах в 2-3 раза, а тория – в 3-10 раз больше, чем в песчаниках и известняках. Как известно, Севастополь построен из известняков, что объясняет его низкий радиационный фон. В среднем в кирпичных, каменных и бетонных зданиях мощность дозы в 2-3 раза выше, чем в деревянных. В табл. 23 приведены данные о фоновом облучении в некоторых городах.

Таблица 23.

Среднегодовые дозы внешнего фонового облучения в некоторых городах	
Город	Среднегодовая доза, мкЗв
Алма-Ата	1600 ± 100
Астрахань	800 ± 60
Вильнюс	1000 ± 60
Ереван	750 ± 60
Кишинев	600 ± 20
Москва	900 ± 50
Новосибирск	800 ± 30
Рига	1100 ± 110
Санкт-Петербург	1200 ± 80
Таллин	900 ± 50

Якутск	700 ± 60
--------	--------------

В организме человека постоянно присутствуют радионуклиды земного происхождения, поступающие через органы дыхания и пищеварения. Наибольший вклад в формирование дозы внутреннего облучения вносят ^{40}K , и нуклиды рядов распада ^{238}U и ^{232}Th .

Таблица 23.

Среднегодовая эффективная эквивалентная доза внутреннего облучения		
Радионуклид, тип излучения	Период полураспада	Среднегодовая эффективная эквивалентная доза, мкЗв
^{40}K (β, γ)	$1.4 \cdot 10^9$ лет	180
^{210}Po (α)	160 сут	130
^{220}Rn (α)	54с	170 - 220
^{222}Rn (α)	3.8 сут	800 - 1000
^{226}Ra (α)	1600 лет	13

В природную среду поступают в больших количествах естественные радионуклиды, извлекаемые из недр Земли вместе с углем, газом, нефтью, минеральными удобрениями, строительными материалами. Сюда относятся геотермические электростанции, создающие в среднем выброс около $4 \cdot 10^{14}$ Бк изотопа ^{222}Rn на 1 ГВт выработанной электроэнергии; фосфорные удобрения, содержащие ^{226}Ra и ^{238}U (до 70 Бк/кг в Кольском апатите и 400 Бк/кг в фосфорите); уголь, сжигаемый в жилых домах и электростанциях, содержит естественные радионуклиды ^{40}K , ^{232}U и ^{238}U в равновесии с их продуктами распада.

Средняя доза внутреннего облучения за счет радионуклидов земного происхождения составляет 1.35 мЗв/год. Наибольший вклад (около 3/4 годовой дозы) дают не имеющий вкуса и запаха тяжелый газ радон и про-

дукты его распада. Изотопы радона образуются в цепочках распада урана и тория. Радон является инертным газом, поэтому он не вступает в химические реакции, а диффундирует в воздух. Наиболее опасны продукты его распада, которые вместе с содержащейся в воздухе пылью образуют радиоактивные аэрозоли. Поступив в организм при вдохе, они частично задерживаются в дыхательных путях, и становятся источником внутреннего облучения слизистых тканей легких. Радон высвобождается из земной коры повсеместно, но его концентрации в наружном воздухе существенно различаются для различных точек Земного шара. Однако большую часть дозы облучения от радона человек получает, находясь в закрытом непроветриваемом помещении. В зонах с неблагоприятным (холодным) климатом концентрация радона в закрытых помещениях в среднем примерно в 8 раз выше, чем в наружном воздухе. Источниками радона являются также строительные материалы. Так, например, большой удельной радиоактивностью обладают гранит и пемза, кальций-силикатный, шлак и ряд других материалов. Радон проникает в помещение из земли и через различные трещины в межэтажных перекрытиях, через вентиляционные каналы и т.д. Источниками поступления радона в жилые помещения являются также природный газ и вода (таблица 24).

Таблица 24.

Сравнительная активность различных источников радона	
Источник радона	Поступаемая активность, кБк/сут.
Природный газ	3
Вода	4
Наружный воздух	10
Стройматериалы и грунт под зданием	60

Доля домов, внутри которых концентрация радона и его продуктов распада в пределах от 10^3 до 10^4 Бк/см³, составляет от 0.01 до 0.1% в различных странах. Это означает, что значительное число людей подвергаются заметному облучению из-за высокой концентрации радона внутри домов, где они живут.

В качестве удобрений ежегодно используются несколько десятков млн. тонн фосфатов. Большинство разрабатываемых в настоящее время фосфатных месторождений содержит уран, присутствующий в довольно высокой концентрации. Содержащиеся в удобрениях радиоизотопы проникают из почвы в пищевые продукты, приводят к повышению радиоактивности молока и других продуктов питания.

Таким образом, эффективная доза от внутреннего облучения за счет естественных источников (2,1 мЗв/год) в среднем примерно в два раза превышает дозу внешнего облучения от них (1,1 мЗв/год). Следовательно, суммарная годовая доза внешнего и внутреннего облучения от естественных источников радиации в среднем равна **3,2 мЗв. Из них около 2/3 – доля внутреннего облучения.** Для отдельных контингентов населения она может быть выше. Причем максимальное превышение над средним уровнем может достигать одного порядка.

5.1.3. Радиация от источников, созданных человеком.

В результате деятельности человека во внешней среде появились искусственные радионуклиды и источники излучения. За последние не-

сколько десятилетий человек создал несколько тысяч радионуклидов и начал использовать их в научных исследованиях, в технике, медицинских целях и др. Это приводит к увеличению дозы облучения, получаемой как отдельными людьми, так и населением в целом. Иногда облучение за счет источников, созданных человеком, оказывается в тысячи раз интенсивнее, чем от природных источников.

В настоящее время основной вклад в дозу от источников, созданных человеком, вносит внешнее облучение при медицинской диагностике и лечении. В развитых странах на каждую тысячу населения приходится от 300 до 900 таких обследований в год, не считая массовой флюорографии и рентгенологических обследований зубов.

Для исследования различных процессов, протекающих в организме, и для диагностики опухолей используются также радиоизотопы, вводимые в организм человека. В промышленно развитых странах ориентировочно проводится 10 - 40 обследований на 1 млн. жителей в год. Коллективные эффективные эквивалентные дозы составляют около 20 чел·Зв на 1 млн. жителей в Австралии и около 150 чел·Зв в США.

Таблица 25.

Дозы облучения населения Санкт-Петербурга при различных видах медицинских исследований за 2011 год			
Виды исследования	Количество процедур, тыс. шт./год	Средняя индивидуальная доза, мЗв/процедуру	Коллективная доза, чел.-Зв/год
Флюорографические	2997,57	0,17	507,91
Рентгенографические	6950,05	0,14	996,11
Рентгеноскопические	73,84	5,16	380,64
Компьютерная томография	278,09	4,44	1233,48
Радионуклидные исследования	42,9	2,17	93,03
Другие методы исследования	52,11	9,22	480,48
ВСЕГО:	10394,6	0,36	3691,66

Терапия онкологических заболеваний - (20-60) Гр на опухоль.

Средняя эффективная эквивалентная доза, получаемая от всех источников облучения в медицине, в России составляет в год около 0,6 мЗв на каждого жителя (0,75 мЗв в СПб), т.е. примерно 15% средней дозы от естественных источников. Полная годовая доза фонового облучения – **3,8 мЗв/год**.

Роль различных искусственных источников излучений в создании радиационного фона иллюстрируется в табл.26.

Таблица 26.

Среднегодовые дозы, получаемые от естественного радиационного фона и различных искусственных источников излучения.	
Источник излучения.	Доза, мЗв/год
Природный радиационный фон (естественный и техногенный)	3,2
Атомная энергетика	0,002
Применение излучений в медицине	0,6
Ядерные испытания в 50-60 гг.	0,025
Полеты в самолетах	0,005
Бытовые предметы	0,04
Суммарная доза	3,8

5.2. Основные последствия воздействия ионизирующих излучений на человека

5.2.1 Механизм поражающего действия излучения на клетку

Смертельная доза для человека: $D=6 \text{ Гр}=6 \text{ Дж/кг}$. Примерно такая энергия содержится в стакане горячей воды. Следовательно, важно не только значение энергии, а механизм, посредством которого она передается клетке.

Поражение происходит на молекулярном уровне.

Наиболее важные молекулы клетки:

- Белки – структурный материал и ферменты,
- ДНК (дезоксирибонуклеиновая кислота) – (наследственная информация клетки и всего организма).

Поврежденные белки связываются специальными ферментами и выводятся из организма. Вместо них синтезируются новые белки в соответствии с информацией, хранящейся в ДНК. Если поврежденных белков много, может наступить интоксикация организма, которая является одним из проявлений лучевой болезни. При малых дозах наибольшая опасность возникает при поражении молекул ДНК, т. к. нарушается синтез белка.

Ген – участок ДНК, определяющий некоторый наследственный признак (код белка). Для синтеза или репликации белка необходимо расплести участок ДНК и по нему строится ИРНК (информационная рибонуклеиновая кислота).

Различают два механизма повреждения ДНК:

- Прямое воздействие – ионизация, возбуждение молекулы ДНК.
- Косвенное воздействие – передача энергии от другой молекулы.

Так как массовая доля воды в клетке 70 % – 80 %, подавляющая часть энергии излучения передается молекулам воды.

Радиолиз воды – разложение на составные части под действием излучения (около 25 различных реакций). Время жизни ионов $\approx 10^{-10} \text{ с}$.

В процессе радиолиза возникают свободные радикалы гидроксила OH^\cdot и водорода H^\cdot , время существования которых в воде до 10^{-5} с . За-

тем происходит либо рекомбинация ($\text{H}^\bullet + \text{OH}^\bullet$), либо реакции с другими молекулами. В присутствии кислорода образуется радикал HO_2^\bullet и перекись водорода $2\text{HO}_2^\bullet \rightarrow \text{H}_2\text{O}_2 + 2\text{O}$. Кислородный эффект – увеличение числа повреждений с повышением содержания кислорода.

Таким образом, в клетке под воздействием ионизирующего излучения образуются высокоактивные радикалы и сильнейшие окислители. Именно на фазе свободных радикалов происходят повреждения жизненно важных молекул:

- окисление белка – становится неактивным или склонным к аномальным химическим взаимодействиям,
- образуются сшивки ДНК и белка, разрыв или сшивка нитей ДНК – прямые ошибки в генетическом материале клетки.

Многочисленные эксперименты по изучению действия радиации да и само существование жизни на Земле позволяет утверждать, что существует защита:

- ферменты, которые связывают свободные радикалы или их продукты (синтезируются в клетках иммунологической защиты), называются антиоксиданты;
- восстановление повреждений (последствия зависят от мощности дозы).

В определённых условиях после облучения происходит восстановление молекул ДНК и повышение жизнеспособности клеток. Остающиеся разрывы порождают хроническую лучевую патологию повреждённых клеток. Если деление клетки происходит до устранения дефекта, то дочерные клетки могут нести повреждённый участок, чаще просто укороченный. Лучевые поражения незамеченные (не вылеченные, не устранённые) к моменту удвоения ДНК «запоминаются» и остаются во многих поколениях.

Ухудшение условий повышает выживаемость клетки. Остаются неисправленными один из трёхсот однонитевых разрывов и один из двенадцати двухнитевых разрывов.

Наиболее уязвимы делящиеся клетки (быстрорастущие организмы). Например, лимфоциты особо чувствительны к действию излучения (ослабление иммунитета).

Изучение механизмов действия излучения и восстановления повреждений позволило найти вещества, способные изменить радиочувствительность клеток.

Большой прогресс связан с получением радиосенсибилизаторов (веществ, усиливающих воздействие радиации). Разработаны противораковые антибиотики – вещества, тормозящие синтез ДНК, подавляют восстановление повреждённых клеток. Применяется насыщение клеток кислородом. Еще больший эффект дает введение электронакцепторных соединений (ЭАС).

Вещества, ослабляющие последствия облучения, называются радиопротекторами. Основные направления защиты организма:

- уменьшение содержания кислорода в клетках;
- введение антиоксидантов с пищей;
- стимулирование иммунитета;
- вещества с остатками SH-групп (цистеин), необходимые для синтеза ДНК.

Известным веществом, приводящим к кислородному голоданию, является этиловый спирт. Его эффективность в защите от радиации доказана на культуре человеческих клеток (*in vitro*). К сожалению, на уровне организма (*in vivo*) применение спирта не дает положительного результата из-за интоксикации продуктами его распада, которая ослабляет защитные силы организма, в том числе и против ионизирующих излучений. Существуют лекарства, снижающие содержание кислорода в клетках без отрицательных побочных эффектов. Применяются космонавтами на время солнечных вспышек.

Антиоксиданты содержатся, в основном, в растительной пище. Наиболее известные: каротиноиды, хлорофилл. Тепловая обработка ослабляет антиоксидантные свойства пищи. Мощным антиоксидантным действием обладают полифенолы, содержащиеся в кожице и косточках темных сортов винограда. К сожалению, при употреблении свежего винограда они

почти не усваиваются. Зато, в заметном количестве присутствуют в сухом красном вине. Самые полезные полифенолы – ресвератрол из кожицы и процианидины из косточек. Кроме антиоксидантного действия ресвератрол активирует «гены долголетия».

Недостаток этих веществ заключается в том, что это профилактические средства, действующие до облучения.

После облучения применяют антибиотики, для восстановления повреждённых клеток – обычная диета как при малокровии, для вывода радиоактивных изотопов из организма применяют хелаты.

5.2.2. Последствия облучения на уровне организма

Воздействие ионизирующих излучений на биологические объекты изучают радиационная гигиена – правила работы с ионизирующими излучениями, радиационная биология, радиационная экология.

Фактический материал – эксперименты над животными, жертвы бомбардировок Хиросимы и Нагасаки, пострадавшие от радиационных аварий.

Последствия больших доз (несколько зиверт) – лучевая болезнь. При длительном воздействии больших доз излучений возникает хроническая лучевая болезнь – поражения кожи, хрусталика, костного мозга. Основная причина смерти при облучении малыми дозами – рак.

Последствия делят на два вида:

- Детерминированные (предопределенные) или нестохастические. Другое название – ранние, т.к. проявляются через несколько часов после облучения.
- Стохастические (вероятностные). Другое название – отдаленные – проявляются через длительный срок (годы) после однократного или хронического облучения.

а) Нестохастические последствия облучения.

Основные черты:

- наличие порога по дозе – $D_{\text{ПОР}}$ около 0,5 Гр (зависит от индивидуальных особенностей человека). При дозе меньше порога последствия облучения не наблюдаются;

- существенное разовое облучение (в течение суток);

- первичные реакции проявляются в течение суток после облучения.

Болезнь протекает от 1 до 2 месяцев;

- тяжесть и частота заболеваний нелинейно растут с дозой.

Несмотря на то, что пороги у людей различаются, существует доза, выше которой заболевание неизбежно для любого человека. Отсюда название – нестохастические (не случайные) или детерминированные.

Таблица 27.

Клинические эффекты при кратковременном общем однородном облучении гамма-квантами.			
<i>D</i> , Гр	Характер симптомов	Терапия (лечение)	Прогноз
<0,25	нет	нет	-
0,25-0,5	Незначительное изменение состава крови	нет	-
0,5-1,0	Временное изменение состава крови. Может быть рвота.	Психотерапия	Благоприятный
1-2	Острая лучевая болезнь легкой (I) степ. 1 Гр - 5% рвота через 3 часа, 2 Гр – 50% рвота, нарушение состава крови	Психотерапия, восстанавливающее питание	Благоприятный, выздоровление через несколько недель
2-4	О.л.б. средней (II) ст. от 3 Гр – 100% рвота через 1-2 часа, болезнь кроветворных органов.	Переливание крови, антибиотики, изоляция	Осторожный, смертность до 20% через недели, после облучения.
4-6	О.л.б. тяжелой (III) ст Рвота 100% (0,5-1 ч), поражение костного мозга	Переливание крови, возможна пересадка костного мозга	Неопределенный, смертность до 50%

>6	О.л.б. крайне тяжелой (IV) степени	То же	Неблагоприятный Смертность до 100%
----	------------------------------------	-------	---------------------------------------

Хроническое облучение слабее действует на живой организм по сравнению с однократным облучением в той же дозе, что связано с постоянно идущими процессами восстановления радиационных повреждений. Считается, что примерно 90% радиационных повреждений восстанавливается.

б) Стохастические последствия облучения.

Отдаленные эффекты воздействия радиации на человека делятся на две категории:

- Соматические (телесные) - возникающие в организме человека, который подвергся облучению. Поражение наследственных структур соматических клеток – злокачественные опухоли.
- Генетические - связанные с повреждением генетического аппарата и проявляющиеся в следующем или последующих поколениях: это дети, внуки и более отдаленные потомки человека, подвергшегося облучению. Проявления – врожденные уродства и нарушения, передающиеся по наследству.

Основные свойства стохастических последствий:

- стохастический (вероятностный) характер проявления;
- отсутствие порога;
- выход стохастических эффектов слабо зависит от мощности дозы, т.е. важна полная доза, но не важно, за какой срок она получена;
- наличие длительного латентного (скрытого) периода;
- линейная зависимость доза-эффект.

Стохастические (вероятностные) эффекты, такие как злокачественные новообразования, генетические нарушения, могут возникать при любых дозах облучения. С увеличением дозы повышается не тяжесть этих эффектов, а вероятность (риск) появления. Поэтому их название – стохастические.

Исследования, охватившие примерно 100000 человек, переживших атомные бомбардировки Хиросимы и Нагасаки, показывают, что рак - наиболее серьезное последствие облучения человека при малых дозах. Первыми среди раковых заболеваний, поражающих население, стоят лейкозы. Распространенными видами рака под действием радиации являются рак молочной железы и рак щитовидной железы. Обе эти разновидности рака излечимы и оценки ООН показывают, что в случае рака щитовидной железы летальный исход наблюдается у одного человека из тысячи, облученных при индивидуальной поглощенной дозе один грей. Заболевания проявляются через длительный срок после облучения, называемый латентным периодом. Среднее значение латентного периода для лейкозов - 7 лет, остальных злокачественных опухолей - 25 лет.

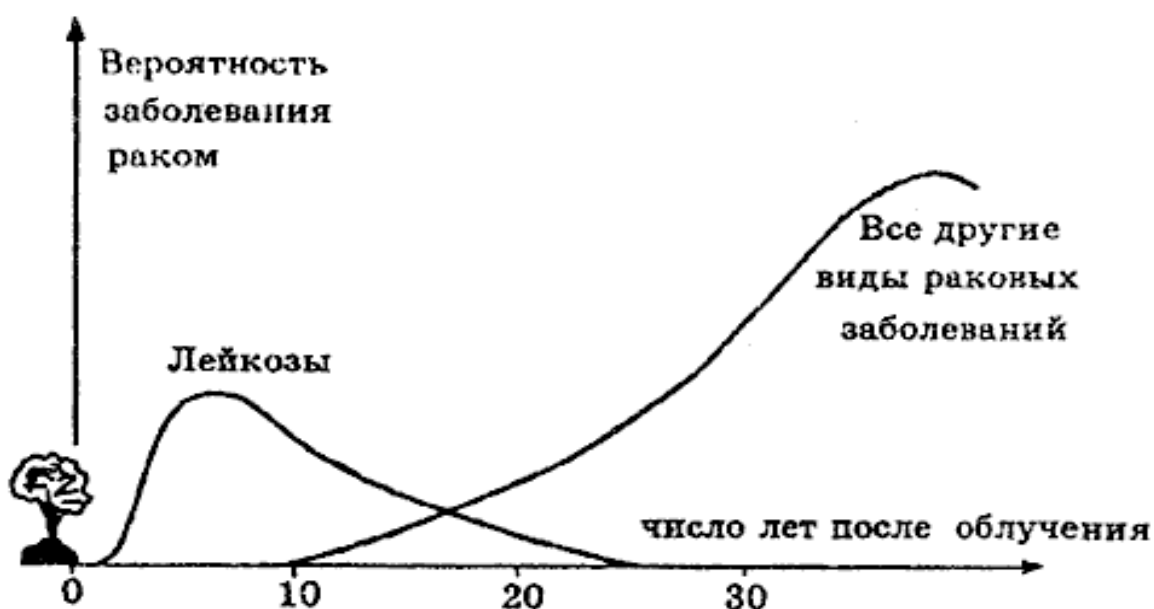


Рис. 6. Относительная среднестатистическая вероятность заболевания раком в зависимости от времени после облучения.

Данные по генетическим последствиям облучения весьма неопределенны. Ионизирующее излучение может поражать жизнеспособные клетки, которые будут передавать то или иное изменение из поколения в поколение. Однако анализ этот затруднен, так как примерно 10% всех новорожденных имеют те или иные генетические дефекты и трудно выделить случаи, обусловленные действием радиации. Экспертные оценки показы-

вают, что хроническое облучение при дозе 1 Гр, полученной в течение 30 лет, приводит к появлению около 2000 случаев генетических заболеваний на каждый миллион новорожденных среди детей тех, кто подвергался облучению.

Для количественной оценки частоты возможных стохастических эффектов принята консервативная гипотеза о линейной беспороговой зависимости вероятности отдаленных последствий от дозы облучения. Коэффициент линейной связи между дозой облучения и стохастическими эффектами, r – риск смерти на 1 Зв. Этот коэффициент зависит от возраста (из-за латентного периода) и пола, так как у женщин велик риск рака молочной железы, который практически не встречается у мужчин.

Таблица 28.

Линейные коэффициенты радиационного риска, r, усредненные для различных групп населения для развитых стран			
Группа населения	Злокачественные новообразования	Генетические эффекты	Суммарный риск
Все население	$5,5 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$	$0,2 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$	$5,7 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$
Взрослые	$4,1 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$	$0,1 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$	$4,2 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$

В качестве примера оценим количество смертей от облучения среди работников атомной электростанции.

По нормам радиационной безопасности НРБ-99/2009 средняя доза профессионала за год не должна превышать 20 мЗв. Пусть каждый работник АЭС получает максимальную дозу. За 40 лет работы (с 20 до 60 лет) полная доза облучения составит 0,8 Зв. Коллективная доза персонала АЭС (10000 человек) $S=8 \cdot 10^3 \text{ чел.} \cdot \text{Зв}$.

Пусть число мужчин и женщин одинаково, в среднем $r=4,1 \cdot 10^{-2} (\text{чел.} \cdot \text{Зв})^{-1}$.

Ожидаемое число смертей от индуцированных заболеваний среди персонала $N_{\text{инд}}=330$. Если принять среднюю продолжительность жизни за 70 лет, то, с учетом латентного периода, эти заболевания будут происходить в течение, примерно, 30 лет.

Сравним с естественной смертностью от рака. В настоящее время смертность от злокачественных опухолей в России составляет 14% от общей ($2 \cdot 10^{-3}$ год⁻¹) для всего населения. Следовательно, среди работников атомной станции от раковых заболеваний, не связанных с облучением, умрет $N_{\text{ест.}} = 14 \cdot 10^{-2} \cdot 10000 = 1400$ человек.

Шкала доз и возможные последствия приведены в таблице 29.

Таблица 29.

Воздействие различных доз облучения на человеческий организм	
Доза, Гр	Причина и результат воздействия
$(0.7 - 2) \cdot 10^{-3}$	Доза от естественных источников в год
$1 \cdot 10^{-3}$	Допустимое превышение годовой дозы населения над фоном
0.02	Допустимая доза профессионального облучения в год
0.1	Уровень удвоения вероятности генных мутаций
0.2	Однократная доза оправданного риска в чрезвычайных обстоятельствах
1.0	Доза возникновения острой лучевой болезни
3- 5	Без лечения 50% облученных умирает в течение 1-2 месяцев вследствие нарушения деятельности клеток костного мозга
10 - 50	Смерть наступает через 1-2 недели вследствие поражений главным образом желудочно-кишечного тракта
100	Смерть наступает через несколько часов или дней вследствие повреждения центральной нервной системы

При дозе облучения до 5 мЗв – клинических эффектов нет, частота стохастических эффектов много меньше естественной.

(5 – 20) мЗв – клинических эффектов нет, частота стохастических меньше естественной частоты.

(50-500) мЗв – незначительные обратимые клинические эффекты, частота стохастических сравнима с естественным фоном заболеваний.

5.2.3. Сравнение радиационного риска с другими факторами опасности

Для того, чтобы определить уровень приемлемого риска (до какой степени уменьшать дозу), сравним риск смертельных исходов по различным причинам. В табл.30 приведены значения риска, нормированные на человека в час.

Таблица 30.

Риск смерти от разных причин по развитым странам				
Диапазон риска (чел. ⁻¹ час ⁻¹)	(5-10) 10 ⁻¹²	(5-10) 10 ⁻¹¹	(5-10) 10 ⁻¹⁰	(5-10) 10 ⁻⁹
Причина смерти, в скобках смертей в год в США	Радиационное загрязнение выбросами АЭС и других предприятий ядерного цикла (100)	Грозы	Все виды естественных катастроф, выбросы ТЭЦ	Естественная частота лейкемии
Диапазон риска (чел. ⁻¹ час ⁻¹)	(5-10) 10 ⁻⁸	(5-10) 10 ⁻⁷	(1-2) 10 ⁻⁶	(5-10) 10 ⁻⁶
Причина смерти, в скобках смертей в год в США	Болезни в возрасте 30-34г., несчастные случаи, рак легких у мужчин	Самолеты гражд. авиации (130), автомобили (50000), охота (800)	Болезни всех возрастов, курение (150000)	Болезни среди лиц 70-80 лет, мотоспорт (мотоциклы 3000)
Диапазон риска (чел. ⁻¹ час ⁻¹)	(2-5) 10 ⁻⁵	(5-10) 10 ⁻⁵	(5-10) 10 ⁻⁴	
Причина смерти	Альпинизм (30), болезни старше 85 лет	Профессиональный бокс, летчики испытатели	Спортивные автогонки	

Если сосчитать число смертных случаев по различным причинам в год и разделить на численность населения, получим риск смерти от болезней в возрасте 30-34 г. и от несчастных случаев $(4-8) \cdot 10^{-4}$ год⁻¹, от всех

болезней – $(1-2) \cdot 10^{-2} \text{ год}^{-1}$. Пренебрежимо малым риском считается 10^{-6} год^{-1} (риск смерти от стихийных бедствий), допустимым риском для населения – $5 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}$, для профессиональных работников – 10^{-3} год^{-1} .

5.3. Воздействие излучения на природные объекты

5.3.1. Действие больших доз

Воздействие ионизирующего излучения изучено более полно, чем воздействие других вредных факторов.

Данные:

1. 20 лет – крупномасштабные эксперименты по облучению больших природных участков;
2. Урал – 1957 год (Кыштым) – произошла радиационная авария, $2 \cdot 10^6$ Ки Sr^{90} выброшено на территории 100×8 км.

Общая тенденция (результаты): Чем больше ДНК, тем менее устойчив организм к радиации. Высокой радиорезистентностью (радио устойчивостью) обладают вирусы, бактерии (не все) – 10^2 - 10^4 Гр, мхи, лишайники, грибы – 10^4 Гр, папоротники – $8 \cdot 10^3$ Гр. Наиболее чувствительны к радиации деревья, из них больше всего хвойные. Для деревьев летальная доза – 4-80 Гр, для хвойных – 5-12 Гр.

Таблица 31.

Пороговые значения дозы для растений			
Характер поражения	D, Гр – доза		
	Весна	Осень	Хроническое
Гибель голосемянных	10	15	50
Частичное угнетение трав	25	50	100
Поражение листьев деревьев	–	50	100
Гибель листьев деревьев	–	125	200
Частичная гибель трав	200	325	530
Полная гибель растений	3000	60000	–

Сильное угнетения сосны и отмирание хвои D=1-2,5 Гр.

Таблица 32.

Дозы, вызывающие гибель 50% животных	
Вид животных	ЛД₅₀ – летальная доза, Гр
Насекомые	45
Рыбы	25-35
Земноводные	7-14
Птицы	4-6
Млекопитающие	2-12

5.3.2. Радиационный гормезис

Гормезис (от греч. *hórmēsis* *быстрое движение, стремление*) — стимуляция какой-либо системы организма внешними воздействиями, имеющими силу, недостаточную для проявления вредных факторов.

Под радиационным гормезисом принято понимать благоприятный эффект ионизирующего облучения при малых дозах, выражающийся в стимулирующем действии облучения на организм. Эпидемиологическими исследованиями доказано существование антиканцерогенного эффекта малых доз ионизирующего облучения. В то же время другие исследования свидетельствуют о радиационных нарушениях у детей, родившихся от женщин, подвергнувшихся облучению при малых дозах.

Дозовые зависимости в области малых доз носят сложный и не всегда прогнозируемый характер. Радиационный гормезис лишь один из эффектов, наблюдаемых в области малых доз, и его правильнее определять как гиперфункциональный эффект ионизирующего облучения при малых дозах, а не как благоприятное действие радиации.

К малым дозам принято относить такие, при которых через ядро клетки проходит одна ионизирующая частица. В зависимости от размеров ядра клетки это дозы порядка 0,1 Гр. Результаты биологических исследований в области малых доз ионизирующей радиации достаточно против-

речивы и статистически не всегда убедительны. Поэтому одной из основных проблем в радиобиологии является зависимость доза-эффект для радиационно-индуцированных поражений.

В настоящее время существуют две противостоящие друг другу модели для оценки риска стохастических эффектов ионизирующей радиации в зависимости от дозы облучения.

В основе первой лежит экстраполяция результатов, полученных при больших дозах, в область малых доз. Из этого следует, что риск возникновения рака при облучении малыми дозами ионизирующей радиации наилучшим образом оценивается линейными отношениями без порога и любая сколь угодно малая доза повышает вероятность возникновения рака и других заболеваний. Вторая модель постулирует, что существует пороговая доза, ниже которой радиация не может вызвать заболеваний канцерогенной и неканцерогенной природы. Эта модель опирается прежде всего на концепцию радиационного гормезиса.

Понятие радиационный гормезис предполагает, что ионизирующее облучение, являясь при больших дозах губительным для живых организмов, в малых дозах может индуцировать положительные биологические процессы и оказывать стимулирующее благоприятное действие на организм, которое регистрируется как повышение плодовитости, роста, деления клеток и увеличение продолжительности жизни различных биологических объектов. Эффекты радиационного гормезиса наблюдались при действии ионизирующего облучения и на животных, и на вегетирующие растения. При дозах до 0,5 Гр у млекопитающих, кур и рыб отмечались стимуляция фертильности (способность зрелого организма производить потомство), увеличение выживаемости и скорости роста, у растений – ускорение ростовых процессов, более интенсивное ветвление, стимуляция развития генеративных органов. Стимулирующий эффект ионизирующей радиации наблюдается и при больших дозах, когда облучению подвергаются радиорезистентные организмы, но в этом случае механизмы радиостимуляции, по-видимому, иные, чем при действии малых доз.

Проблема радиационного гормезиса актуальна и как проблема, затрагивающая охрану здоровья множества людей. В самом деле, если дей-

ствие малых доз благоприятно для организма, то, может быть, целесообразно пересмотреть нормы радиационной безопасности в сторону повышения границ предельно допустимых лучевых нагрузок как на персонал, связанный с работой с источниками ионизирующего излучения, так и на население. Обеспечение мероприятий по радиационной защите требует значительных денежных средств, и смягчение норм радиационной безопасности может принести огромную экономическую выгоду.

К настоящему времени во всем мире проведено большое число эпидемиологических исследований человеческих популяций, облученных в результате ядерных бомбардировок или аварий, связанных с выбросом радионуклидов; популяций, проживающих на территориях с повышенным естественным радиационным фоном, а также контингентов, профессионально контактирующих с ионизирующим излучением. Во всех этих исследованиях регистрировался эффект радиационного гормезиса. Приведем результаты некоторых из них.

Согласно докладу НКДАР, среди выживших после атомной бомбардировки Хиросимы и получивших около 0,1 Зв наблюдалось достоверное ($p < 0,01$) снижение общего коэффициента смертности, и в частности коэффициента смертности от лейкемии, по сравнению с необлученной частью населения соответствующего возраста. Коэффициент смертности мужчин, получивших при атомной бомбардировке Нагасаки дозы менее 1,50 Гр, был достоверно ниже (на 10%) коэффициента смертности мужчин из необлученной когорты.

Результаты эпидемиологического обследования почти 108 000 рабочих судостроительной промышленности США продемонстрировали статистически достоверное ($p < 0,001$) снижение общей смертности и смертности от всех злокачественных новообразований у облученных рабочих по сравнению с необлученными.

Снижение смертности от онкологических заболеваний зарегистрировано среди военных наблюдателей за ядерными взрывами в атмосфере из США (32 000 чел.) и Англии (22 000). Смертность канадских военных наблюдателей составила 88% от контроля, при этом смертность от лейкозов – 40% от контроля.

Коэффициент смертности от лейкемии был достоверно ($p < 0,01$) снижен в когорте работников атомной промышленности Англии и США (130 000 чел.) по сравнению с необлученным персоналом. Смертность от раков и лейкозов среди рабочих атомной промышленности Канады также была ниже на 58% общенационального уровня смертности от этих причин.

В 1957 г. в результате аварийного выброса радиоактивных веществ на Южном Урале три группы жителей 22 поселков общим числом 7852 чел. получили в среднем 0,496; 0,120 и 0,040 Гр. Наблюдения в течение последующих 30 лет показали достоверное ($p < 0,05$) снижение смертности от разных видов опухолей во всех трех группах. Смертность составила соответственно 28, 39 и 27% по сравнению с необлученной популяцией. Сравнение групп населения, подвергшихся в результате этой аварии хронической ингаляции Pu-239 в количестве 0,343; 1,18 и 4,2 кБк, показало, что риск заболевания раком легкого был достоверно снижен по сравнению с необлученным контролем до 0,56; 0,59 и 0,83 соответственно.

В Индии эпидемиологические исследования пяти городов с различным природным радиоактивным фоном дали достоверную отрицательную корреляцию между уровнем природного радиационного фона в этих городах и смертностью от рака. Аналогичные исследования, проведенные в КНР в районах с повышенным радиационным фоном, выявили ту же тенденцию снижения смертности от онкозаболеваний. В исследовании 2003 г. врача Кохена (Cohen B.L.), охватившем 90% населения США, была продемонстрирована строгая корреляция снижения частоты заболевания раком легких с увеличением уровня концентрации природного радиоактивного газа радона в домах жителей. Эти данные совпадают с результатами Р.М.Хэинса по Англии и Уэльсу.

В сообщении А. Миллера с соавторами с высокой статистической достоверностью ($p < 0,05$) показано сокращение относительного риска смертности от рака молочной железы у 31710 женщин, многократно проходивших рентгеноскопию в период между 1930 и 1952 гг., до 66% от контроля при суммарной дозе 150 мГр.

Вытекающий из результатов эпидемиологических исследований вывод об антиканцерогенном действии малых доз радиации подтверждается многочисленными лабораторными экспериментами. Так, облучение при дозе 150 мГр подавляло рост опухолей после введения раковых клеток мышам; облучение при той же дозе уменьшало число метастазов в легких мышей и крыс; облучение при дозе 10 мГр снижало частоту неопластической трансформации клеток; хроническое облучение мышей в течение 5 сут при ежедневной дозе 10 мГр подавляло возникновение у них лимфомы щитовидной железы.

Такие результаты обычно объясняют стимуляцией иммунной системы при действии малых доз ионизирующей радиации, что приводит к уничтожению измененных клеток. Это подтверждается многочисленными работами, показавшими возрастание активности различных компонент иммунной системы.

Стимуляция клеточного деления как эффект действия малых доз ионизирующей радиации наблюдается у ряда других биологических объектов: культуры клеток млекопитающих, сине-зеленых водорослей, инфузорий. Дозы однократного облучения в этом случае были в диапазоне 0,01 – 0,5 Гр, а мощность доз при хроническом облучении не превышала 50 мГр/сут.

Экранирование от естественного радиационного фона приводит к снижению клеточной пролиферации (Прролиферация (от лат. *proles* — отпрыск, потомство и *fero* — несу) — разрастание ткани организма путём размножения клеток). Уменьшение низкоионизирующего компонента естественного радиационного фона Земли в 20 раз приводило к увеличению скорости старения и отмирания штаммов дрожжевых клеток.

Существует несколько моделей, пытающихся объяснить эффект радиационного гормезиса. Опубликованная в 2003 г. модель М.Полякова и Л.Е.Фининдегана является самой поздней из них. Согласно ей действие малых доз ионизирующего облучения на клетку в отличие от больших доз двойственно по своей природе. С одной стороны, происходит повреждение ДНК с немедленным запуском репаративных систем, с другой – посылается сигнал о стимуляции физиологических процессов, нейтрализую-

щих повреждения ДНК. Повреждения ДНК нерадиационной природы преобладают над радиационными повреждениями и по этой причине в первую очередь ответственны за регистрируемый фон канцерогенеза и старение организма. При дозах свыше 200 мГр уровень возникающих клеточных радиационных повреждений уже будет превышать возможности снижения их защитными механизмами клетки и кривые доза–эффект будут соответствовать обычной линейной или квадратично-линейной модели.

Доказательства антиканцерогенного действия малых доз ионизирующего излучения достаточно убедительны, но остаются сомнения в отношении их влияния на заболевания неканцерогенной природы и особенно на здоровье детей.

Результаты многочисленных работ свидетельствуют о радиационных повреждениях у детей, родившихся от женщин, облученных в диагностических дозах до или после оплодотворения. Возрастание канцерогенного риска прямо пропорционально числу диагностических рентгеновских облучений или полученной фетальной дозе: облучение плода незадолго до рождения при дозе 100 мГр приводит дополнительно к 300–800 смертям от рака на миллион в возрасте до 10 лет.

Основываясь на результатах своих исследований и обобщая другие данные, Е.Б.Бурлакова с соавторами приходят к выводу, что при малых и сверхмалых интенсивностях ионизирующее облучение обладает уникальной способностью в десятки раз увеличивать биологический эффект. При этом 1) зависимость эффекта от дозы облучения носит немонотонный, полимодальный характер; 2) дозы, при которых наблюдаются экстремумы, зависят от мощности облучения; 3) облучение в малых дозах приводит к изменению (в большинстве случаев увеличению) чувствительности к действию повреждающих факторов; 4) в определенных интервалах доз низкоинтенсивное облучение более эффективно, чем острое.

Определяя радиационный гормезис как благоприятное действие радиации или пользу от воздействия ионизирующего излучения при малых дозах, мы тем самым а priori считаем увеличение плодовитости или биомассы животных и растений (часто наблюдаемые эффекты радиационного

гормезиса) благоприятным и полезным. На самом же деле увеличение плодовитости или биомассы не означает пользу для организма. Для организма это в любом случае отход от физиологической нормы. Отличия от нормы могут быть гипо- или гиперфункциональны и на выживаемость организма и в том, и в другом случае влиять как положительно, так и отрицательно.

Можно уверенно говорить об антиканцерогенном действии фоновых доз ионизирующей радиации и лечебном эффекте малых доз, в частности в радонотерапии. Но может ли с этих позиций эффект радиационного гормезиса служить аргументом в споре о возможном смягчении норм радиационной безопасности? По-видимому, нет, ввиду того, что дозовые зависимости в области малых доз носят сложный и далеко не прогнозируемый характер. И радиационный гормезис лишь один из эффектов, наблюдаемых в этой области.

6. ГОСУДАРСТВЕННОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ В ОБЛАСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

6.1 Органы государственного надзора радиационной безопасности населения

Забота об улучшении условий и охране труда включена в Конституцию РФ. Конкретное содержание законов – акты об охране труда в трудовом кодексе РФ. Высший надзор за исполнением всех законов осуществляет прокуратура – генеральный прокурор и подчинённые ему прокуроры.

Дополнительно, согласно постановлению правительства РФ № 412 от 03.07.2006 «О федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии (АЭ) и государственное регулирование безопасности при использовании АЭ» контроль радиационной безопасности осуществляется следующими органами:

Органы управления: Федеральное агентство по АЭ, Минобороны России, ФА по промышленности, ФА морского и речного транспорта, ФА по образованию, ФА по науке и инновациям, ФА по энергетике, ФА по строительству и ЖКХ, ФА по здравоохранению и социальному развитию, ФА по недропользованию, ФА по техническому регулированию и метрологии.

Органы регулирования: МЧС России, Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор), Федеральная служба в сфере защиты прав потребителя и благополучия человека (Роспотребнадзор), Федеральное медико-биологическое агентство.

Таким образом, государственный контроль радиационной безопасности работников предприятий и населения осуществляется двумя органами: Ростехнадзором и Роспотребнадзором. Структура государственного надзора пояснена на рис. 7.



Рис. 7. Структура государственного надзора в области радиационной безопасности

6.1.1. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор)

В соответствии с Положением о Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору, утвержденным постановлением Правительства Российской Федерации от 30 июля 2004 г. № 401 Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) является федеральным органом исполнительной власти, осуществляющим функции по выработке и реализации государственной политики и нормативно-правовому регулированию в установленной сфере деятельности, а также в сфере технологического и атомного надзора.

Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору является в том числе:

регулирующим органом в соответствии с Конвенцией о ядерной безопасности и Объединенной конвенцией о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами, а также компетентным органом Российской Федерации в соот-

ветствии с Поправкой к Конвенции о физической защите ядерного материала.

Основными функциями и задачами Ростехнадзора в области учёта и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и их физической защиты являются:

- осуществление государственного регулирования физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов;
- организация и осуществление государственного надзора за учетом и контролем ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов;
- организация и осуществление государственного надзора за физической защитой радиационных источников, радиоактивных веществ, пунктов хранения радиоактивных веществ и радиоактивных отходов;
- организация и участие в осуществлении надзора за состоянием антитеррористической защищенности ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, за системами единого государственного учета и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ, радиоактивных отходов;
- участие в организации мониторинга состояния антитеррористической защищенности критически важных опасных производственных объектов и гидротехнических сооружений (за исключением судоходных гидротехнических сооружений);
- информационно-аналитическое обеспечение контроля за состоянием поднадзорных объектов и контроля за объектами использования атомной энергии при возникновении аварий, функционирования подсистем контроля за химически опасными и взрывоопасными объектами, а также за ядерно и радиационно опасными объектами в составе единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций.

Таблица 33

Структура Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор)

Центральный аппарат

РУКОВОДСТВО		
Руководитель Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору		
Заместители руководителя Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору		
Помощники Руководителя		
УПРАВЛЕНИЯ		
Административное управление (1 Управление)	Управление обеспечения организационно-контрольной и лицензионно-разрешительной деятельности (2 Управление)	Финансовое управление (3 Управление)
Управление государственной экологической экспертизы и администрирования платежей (4 Управление)	Управление по регулированию безопасности атомных станций и исследовательских ядерных установок (5 Управление)	Управление по регулированию безопасности объектов ядерного топливного цикла, ядерных энергетических установок судов и радиационно опасных объектов, надзору за учетом и контролем ядерных материалов и радиоактивных веществ и их физической защитой (6 Управление)
Управление по надзору в горной, металлургической и нефтегазодобывающей промышленности (7 Управление)	Управление по надзору за взрывопожароопасными и химически опасными объектами (8 Управление)	Управление строительного и общепромышленного надзора (9 Управление)
Управление энергетического надзора (10 Управление)	(11 Управление)	Управление международного сотрудничества и протокола (12 Управление)
	Отдел по защите государственной тайны, организации мероприятий по мобилизационной подготовке и мобилизации (13 Отдел)	

ЦЕНТРАЛЬНЫЙ АППАРАТ
Федеральной службы по экологическому, техно-
логическому и атомному надзору

Научно-технических центра

Межрегиональный территори-
альный округ по информатизации
и защите информации

ТЕРРИТОРИАЛЬНЫЕ ОРГАНЫ СЛУЖБЫ

Центральный округ

6
Управлений про-
мышленных округов
по технологи-
ческому и эко-
логическому
надзору

Приволжский округ

9
Управлений про-
мышленных округов
по технологи-
ческому и эко-
логическому
надзору

Южный округ

8
Управлений про-
мышленных округов
по технологи-
ческому и эко-
логическому
надзору

Уральский округ

4
Управлений про-
мышленных округов по техно-
логическому и эко-
логическому
надзору

Северо-Западный округ

4
Управлений про-
мышленных округов по технологи-
ческому и эко-
логическому надзору

Сибирский округ

8
Управлений про-
мышленных округов
по технологическому
и экологическому
надзору

Дальневосточный округ

7
Управлений про-
мышленных округов по технологи-
ческому и эко-
логическому надзору

6.1.2. Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека (Роспотребнадзор)

Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека образована в соответствии с Указом Президента Российской Федерации от 9 марта 2004 г. № 314 «О системе и структуре федеральных органов исполнительной власти».

Федеральной службе передана часть функций Министерства здравоохранения Российской Федерации, Министерства экономического развития и торговли Российской Федерации, Министерства по антимонопольной политике Российской Федерации.

Федеральная служба является уполномоченным федеральным органом исполнительной власти, осуществляющим функции по контролю и надзору в сфере обеспечения санитарно-эпидемиологического благополучия населения Российской Федерации, защиты прав потребителей на потребительском рынке.

Правовые основы деятельности Федеральной службы установлены федеральными законами «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения», «О защите прав потребителей», другими нормативными правовыми актами Российской Федерации.

Федеральная служба осуществляет свою деятельность непосредственно и через свои территориальные органы во взаимодействии с другими федеральными органами исполнительной власти, органами исполнительной власти субъектов Российской Федерации и иными организациями.

В Федеральной службе по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека образовано 89 территориальных управлений и 90 Центров гигиены и эпидемиологии в субъектах Российской Федерации.

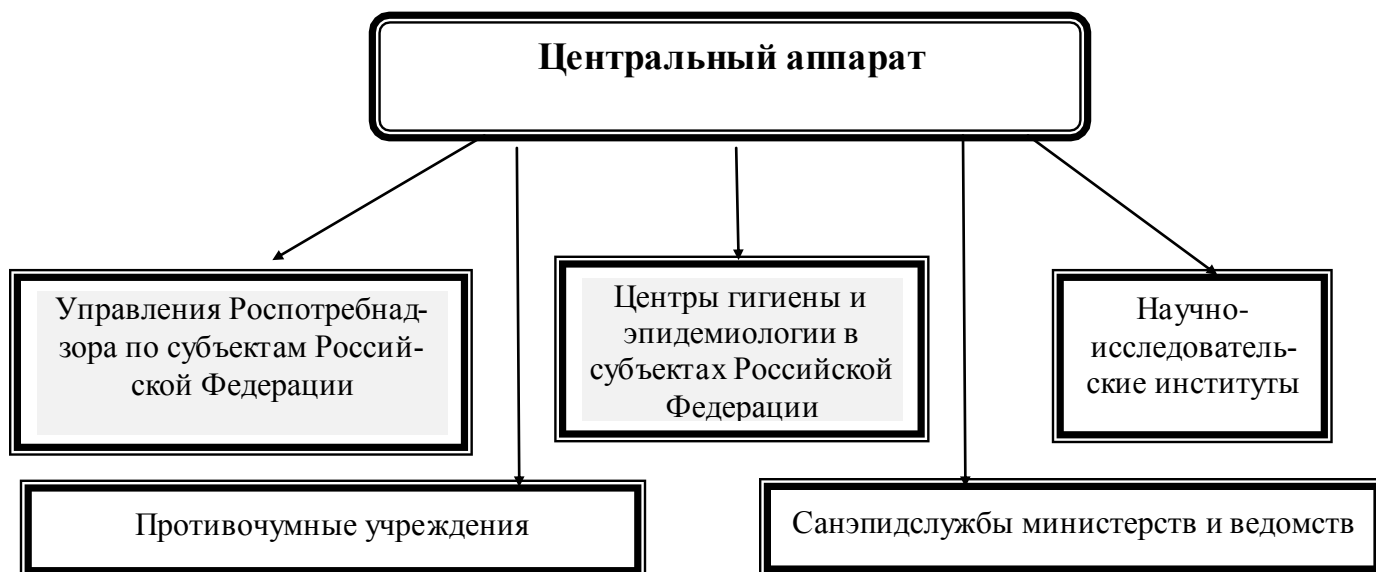
Специалисты Федеральной службы осуществляют санитарно-карантинный контроль в 285 пунктах пропуска, в том числе в 102 — на автомобильном транспорте, 67 — в аэропортах, 64 — морских, 13 речных, 39 — на пограничных железнодорожных станциях.

Помимо Территориальных управлений и Центров гигиены и эпидемиологии, в подведомственности Федеральной службе находится

28 научно-исследовательских институтов, 14 противочумных станций, более 100 организаций дезинфекционного профиля.

Таблица 34

Структура Федеральной службы по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека (Роспотребнадзор)



Роспотребнадзор является уполномоченным федеральным органом исполнительной власти, осуществляющим функции по контролю и надзору в сфере обеспечения санитарно-эпидемиологического благополучия населения, защиты прав потребителей и потребительского рынка, находится в ведении Министерства здравоохранения и социального развития Российской Федерации.

Роспотребнадзор осуществляет свою деятельность непосредственно и через свои территориальные органы во взаимодействии с другими федеральными органами исполнительной власти, органами исполнительной власти субъектов Российской Федерации, органами местного самоуправления, общественными объединениями и иными организациями.

Роспотребнадзор осуществляет следующие полномочия:

- осуществляет надзор и контроль за исполнением обязательных требований законодательства Российской Федерации в области обеспечения санитарно-эпидемиологического благополучия населения, защиты прав потребителей и в области потребительского рынка,

- осуществляет в соответствии с законодательством Российской Федерации лицензирование отдельных видов деятельности, отнесенных к компетенции Службы;

- регистрирует лиц, пострадавших от радиационного воздействия и подвергшихся радиационному облучению в результате чернобыльской и других радиационных катастроф и инцидентов и другие.

Взаимодействие федеральных надзорных органов основывается на Административном регламенте взаимодействия Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору с Федеральной службой по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека в части осуществления федерального государственного санитарно-эпидемиологического надзора при строительстве, утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору, Федеральной службы по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека от 30 мая 2012 года № 315/588.

6.1.3. Контроль радиационной безопасности на предприятии

Общее руководство охраной труда на предприятии осуществляет главный инженер. Непосредственное методическое руководство организацией радиационной безопасности и оказание помощи подразделениям – ответственный за радиационную безопасность и радиационный контроль. На предприятиях, где радиация представляет основной фактор опасности (например, АЭС) ответственным за РБ и РК является начальник отдела охраны труда (ООТ).

Основные задачи ответственного за РБ и РК:

- Ведение необходимой документации;
- Организация и обеспечение радиационного контроля;

- Снижение доз облучения;
- Контроль за работой подразделений;
- Совершенствование работы по созданию безопасных условий труда;
- Контроль за соблюдением норм, инструкций по технике безопасности, радиационной безопасности и охране окружающей среды.

Ответственному за РБ и РК предоставлено право проверки состояния охраны труда и право давать обязательные для исполнения предписания об устранении недостатков в ТБ и РБ.



Рис. 8. Структура административного контроля РБ на предприятии

6.2. Основные нормативные документы, регулирующие безопасность работы с ионизирующим излучением

Проблемы радиационной безопасности носят глобальный характер. Поэтому мероприятия по защите разрабатываются не только в отдельных странах, но и в мировом масштабе.

В 1928г. 2-ой международный радиологический конгресс в Стокгольме создаёт Комитет по защите от рентгеновских лучей и радия. В 1950г. комитет был реорганизован в МКРЗ – международную комиссию по радиологической защите (ICRP). С 1956г. МКРЗ состоит во всемирной организации по здравоохранению (ВОЗ). МКРЗ изучает опыт и достижения различных стран и даёт рекомендации национальным комитетам по радиологической защите (НКРЗ).

Вопросами защиты в области атомной энергетики занимается МАГАТЭ (IAEA), создана ООН в 1955г. Главные задачи – способствовать мирному использованию атомной энергии, не допускать использование в военных целях, разработка рекомендаций по вопросам безопасности.

Государственное нормирование в области обеспечения радиационной безопасности осуществляется путем установления санитарных правил, норм, гигиенических нормативов, правил радиационной безопасности, государственных стандартов, строительных норм и правил, правил охраны труда, распорядительных, инструктивных, методических и иных документов по радиационной безопасности.

Структуру нормативных документов в области радиационной безопасности схематически можно изобразить в виде пирамиды (рис.9). Документы нижних уровней соответствуют требованиям верхним, но дают более подробные правила по обеспечению безопасности и их нормативы могут быть более жесткими.



Рис. 9. Структура нормативной документации в области радиационной безопасности

6.2.1 Основные международные договоры Российской Федерации

Ниже перечислены международные договора в области радиационной и ядерной безопасности и год их подписания, ратификации.

- Конвенция об ответственности операторов ядерных судов, 1965 г.
- Конвенция об оперативном оповещении о ядерной аварии, 1986 г.
- Конвенция об оказании помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации, 1986 г.
- Конвенция о физической защите ядерных материалов, 1987 г.
- Конвенция об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном пространстве, 1991 г.
- Конвенция о ядерной безопасности, 1996 г.
- Конвенция о гражданской ответственности за ядерный ущерб, 1996 г.

- Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами, 1998 г.

6.2.2 Федеральные законы в области радиационной безопасности

Законы содержат не только общие положения правовой системы, направленные на предотвращение вредного воздействия хозяйственной и иной деятельности на население и окружающую среду, но и конкретные статьи, относящиеся к обеспечению безопасности при обращении с радиоактивными веществами и радиоактивными отходами.

К числу наиболее важных из них относятся:

- Закон РФ «Об использовании атомной энергии» (№ 170-ФЗ от 21.11.1995) определяет правовую основу и принципы регулирования отношений, возникающих при использовании атомной энергии (АЭ), направлен на защиту здоровья и жизни людей, охрану окружающей среды, защиту собственности при использовании АЭ, призван способствовать развитию атомной науки и техники, содействовать укреплению международного режима безопасного использования АЭ.

Закон является основой законодательства в области использования атомной энергии, другие законодательные акты в этой области направлены на детализацию и развитие его отдельных положений.

Самые важные положения данного закона отображены в статьях:

ст.26 - Разрешения /лицензии/ на право ведения работ в области использования АЭ («Любая деятельность, подлежащая лицензированию органами государственного регулирования безопасности, не допускается без наличия разрешения»).

ст. 34 – «Эксплуатирующая организация - организация, созданная в соответствии с законодательством РФ и признанная соответствующим органом управления использованием АЭ пригодной эксплуатировать ядерные установки, радиационные источники или пункты хранения и осуществлять собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источ-

ников или пунктов хранения, а также деятельность по обращению с ядерными материалами и радиоактивными веществами».

ст.ст.53-56 - Основания, виды и пределы, финансовое обеспечение гражданско-правовой ответственности за убытки и вред, причиненные радиационным воздействием юридическим и физическим лицам, здоровью граждан («Возмещению подлежит вред, причиненный жизни и здоровью граждан и обусловленный радиационным воздействием...»).

«Эксплуатирующая организация обязана иметь финансовое обеспечение предела ответственности, которое состоит из государственной гарантии или иной гарантии, наличия собственных финансовых средств и страхового полиса (договора).

Наличие документального подтверждения указанного финансового обеспечения является необходимым условием для получения лицензии.

ст.61 - Ответственность должностных лиц органов государственной власти, организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги для эксплуатирующих организаций, работников организаций, осуществляющих иную деятельность в области использования АЭ, а также граждан за нарушение законодательства РФ в области использования АЭ.

Изменение ст.64 - о специальной комиссии, назначаемой президентом РФ, по вопросу о ввозе в РФ облученных тепловыделяющих сборок ядерного реактора (это не радиоактивные отходы!).

- Закон РФ "О радиационной безопасности населения" (№3-ФЗ от 09.01.1996) определяет правовые основы обеспечения радиационной безопасности (РБ) населения в целях охраны его здоровья, регламентирует основные направления деятельности органов государственной власти по обеспечению РБ населения, определяет порядок осуществления надзора и контроля обеспечения РБ.

Закон целенаправленно ориентирован на защиту людей от воздействия ионизирующего излучения при использовании АЭ.

Наиболее важны в законе следующие главы:

В главе IV – «Общие требования к обеспечению РБ» - указаны показатели, по которым осуществляется оценка РБ.

Статья 14 этой главы излагает обязательные для исполнения «Требования к обеспечению РБ при обращении с ИИИ»:

- соблюдать требования настоящего Федерального закона, других федеральных законов и иных нормативных правовых актов Российской Федерации, а также законов и иных нормативных правовых актов субъектов Российской Федерации, норм, правил и нормативов в области обеспечения радиационной безопасности;

- планировать и осуществлять мероприятия по обеспечению радиационной безопасности;

- проводить работы по обоснованию радиационной безопасности новой (модернизируемой) продукции, материалов и веществ, технологических процессов и производств, являющихся источниками ионизирующего излучения, для здоровья человека;

- осуществлять систематический производственный контроль за радиационной обстановкой на рабочих местах, в помещениях, на территориях организаций, в санитарно-защитных зонах и в зонах наблюдения, а также за выбросом и сбросом радиоактивных веществ;

- проводить контроль и учет индивидуальных доз облучения работников;

- проводить подготовку и аттестацию руководителей и исполнителей работ, специалистов служб производственного контроля, других лиц, постоянно или временно выполняющих работы с источниками ионизирующего излучения, по вопросам обеспечения радиационной безопасности;

- организовывать проведение предварительных (при поступлении на работу) и периодических медицинских осмотров работников (персонала);

- регулярно информировать работников (персонал) об уровнях ионизирующего излучения на их рабочих местах и о величине полученных ими индивидуальных доз облучения;

- своевременно информировать федеральные органы исполнительной власти, уполномоченные осуществлять государственное управление, государственный надзор в области обеспечения радиационной безопасно-

сти, органы исполнительной власти субъектов Российской Федерации об аварийных ситуациях, о нарушениях технологического регламента, создающих угрозу радиационной безопасности;

– выполнять заключения, постановления, предписания должностных лиц уполномоченных на то органов исполнительной власти, осуществляющих государственное управление, государственный надзор в области обеспечения радиационной безопасности ;

– обеспечивать реализацию прав граждан в области обеспечения радиационной безопасности.

В главе V «Обеспечение РБ при радиационных авариях» – указаны обязанности организаций по защите населения и работников и по обеспечению РБ при радиационных авариях.

- Закон РФ "О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения" (№ 52-ФЗ от 30.03.1999) направлен на обеспечение санитарно-эпидемиологического благополучия населения, то есть на охрану здоровья и благоприятную окружающую среду.

- Закон РФ "Об экологической экспертизе" (№ 174-ФЗ от 23.11.1995) регулирует отношения в области экологической экспертизы (государственной и общественной) и предусматривает решение вопросов охраны окружающей среды и обеспечения экологической безопасности.

Организация должна иметь заключение экологической экспертизы или документ, подтверждающий отсутствие воздействия на окружающую среду (расчет, выполняемый специальными организациями). Для организаций, использующих открытые радиоактивные вещества, необходимо также разрешение Ростехнадзора.

6.2.3 Подзаконные акты

Три нижних уровня пирамиды относятся к подзаконным актам. Подзаконные акты обладают меньшей юридической силой, чем законы, базируются на них. Несмотря на то, что в нормативном правовом регулировании общественных отношений главное и определяющее место занимает закон, подзаконные акты имеют тоже важнейшее значение, играя вспомогательную и детализирующую роль.

Указов Президента и постановлений Правительства в рассматриваемой области насчитывается чуть более 50. В качестве примера, приведем некоторые из них.

Указ Президента № 26 от 21 января 1997 г. «О федеральных органах исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии».

Указ Президента № 1772с от 30 декабря 1999 г. «Положение о государственной системе предупреждения, пресечения ядерного терроризма и ликвидации его последствий».

Постановление Правительства Российской Федерации от 03.03.1997 № 240 «Перечень должностей работников объектов использования атомной энергии, которые должны получать разрешения Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности на право ведения работ в области использования атомной энергии».

Постановление Правительства Российской Федерации от 03.07.2006 № 412 «О федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии».

Постановление Правительства Российской Федерации от 14.07.1997 № 865 «Об утверждении положения о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии».

Постановление Правительства Российской Федерации от 11 октября 1997 № 1298 «Об утверждении Правил организации системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов».

Нормативные документы Роспотребнадзора представляют собой санитарные правила, гигиенические нормативы, и методические указания. В санитарных правилах и нормах (СанПиН) раскрываются конкретные тре-

бования, обеспечивающие выполнение законов РФ. В методических указаниях (МУ) описываются методики обеспечения РБ и проведения РК для различных источников ионизирующих излучений.

Система нормативных документов Ростехнадзора (Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору) включает федеральные нормы и правила (ФНП), обязательные для исполнения согласно Федеральному закону “Об использовании атомной энергии”. № 170-ФЗ, 1995 г., рекомендательные руководства по безопасности (РБ) и руководящие документы Ростехнадзора (Госатомнадзора) России (РД).

На основании нормативных документов Роспотребнадзора и Ростехнадзора на предприятии составляются инструкции по технике безопасности для предприятия, его подразделений, рабочих мест.

В целом система ФНП в основном сформирована, что не исключает ее локальных изменений: может возникнуть необходимость в разработке или в прекращении действия отдельных документов.

6.2.4. Нормативные документы Роспотребнадзора

Основными нормативными документами Роспотребнадзора являются «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)», СП 2.6.1.2523-09 от 07.07.2009 г. и «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)», СП 2.6.1.2612-10 от 26.04.2010 г. Требования и нормативы, установленные этими документами, являются обязательными для всех юридических и физических лиц, независимо от их подчиненности и формы собственности, в результате деятельности которых возможно облучение людей, а также для администраций субъектов Российской Федерации, местных органов власти, граждан Российской Федерации, иностранных граждан и лиц без гражданства, проживающих на территории Российской Федерации. Все другие нормативные документы по радиационной безопасности не должны противоречить требованиям этих норм.

Дополнительно существуют санитарные правила обращения с различными источниками, нормативы в которых могут быть жестче, чем в

НРБ и ОСПОРБ. Поэтому всегда нужно использовать СанПиН для конкретной работы. В качестве примера приведем некоторые из них.

Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций, СП АС 03 (санитарные правила и гигиенические нормативы СанПин 2.6.1.24-03) – изложены задачи охраны окружающей среды от загрязнений радиоактивными отходами и сбросами избыточного тепла. В СП АС введены более жёсткие пределы доз, получаемых населением за счёт газовых, аэрозольных выбросов и жидких отходов, чем в НРБ.

СП 2.6.1. 28-2000 «Правила радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций» (ПРБ АС 99) Нормы радиационной безопасности для персонала на действующей АЭС.

СанПиН 2.6.1.3164-14, «Гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности при рентгеновской дефектоскопии». Устанавливают требования по обеспечению радиационной безопасности населения и персонала при всех видах обращения с рентгеновскими дефектоскопами. Правила распространяются на проектирование, конструирование, изготовление, реализацию, испытания, монтаж, эксплуатацию, техническое обслуживание, радиационный контроль, транспортирование, хранение и утилизацию рентгеновских дефектоскопов и оборудования для рентгеновской дефектоскопии, проектирование, конструирование, изготовление и эксплуатацию средств радиационной защиты для рентгеновской дефектоскопии.

СанПиН 2.6.1.3106-13, «Гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности при использовании рентгеновских сканеров для персонального досмотра людей».

СанПиН 2.6.1.2800-10, «Гигиенические требования по ограничению облучения населения за счет природных источников ионизирующего излучения». Устанавливают общие требования по обеспечению радиационной безопасности населения при воздействии природных источников ионизирующего излучения в производственных, коммунальных условиях и быту.

Примеры методических указаний.

МУ 2.6.1.2838-11, «Радиационный контроль и санитарно-эпидемиологическая оценка жилых, общественных и производственных зданий и сооружений после окончания их строительства, капитального ремонта, реконструкции по показателям радиационной безопасности».

МУ 2.6.1.3015-12, «Организация и проведение индивидуального дозиметрического контроля. Персонал медицинских организаций».

МУ 2.6.1.2005–05, «Установление категории потенциальной опасности радиационного объекта. Методические указания».

6.2.4. Нормативные документы Ростехнадзора

Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору осуществляет контроль наиболее опасных объектов: ядерных реакторов (энергетических и исследовательских), критических сборок и стенов, предприятий, работающих с открытыми источниками излучения (в том числе с радиоактивными отходами). Соответственно, нормативные документы Ростехнадзора касаются этих объектов. Приведем несколько примеров.

ОПБ - 88/97, «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97).

Действующая редакция ОПБ 88/97 отличается от редакции 1988 года главным образом в приведении в соответствие с произошедшими изменениями в государственных структурах и реагированию на Чернобыльскую аварию. Редакция 1988 года по техническим требованиям коренным образом не отличается от редакции 1982 года, разработанной в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова, когда произошла трансформация понятия ядерная безопасность, было дано определение проектной и запроектной аварии и готовилось образование независимого регулирующего органа Госатомэнергонадзора (преобразован в Ростехнадзор). С учётом значительного времени, прошедшего с тех пор, и различия в политических и экономических условиях нашей жизни тогда и сейчас следует ожидать существенного обновления этого документа. К сожалению, процесс тормозится. В основном, из-за ведомственных разногласий.

НП-067-05, «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов»

НП-034-01, «Правила физической защиты радиационных источников, пунктов хранения, радиоактивных веществ».

НП-053-04, «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов».

В России в соответствии с рекомендациями МКРЗ и “Основами законодательства о здравоохранении” разработаны Нормы Радиационной Безопасности (НРБ). Полное название: Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1. 2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)». Утверждены Главным санитарным врачом РФ. Разработаны Национальной комиссией по радиационной защите (НКРЗ) в соответствии с рекомендациями МКРЗ (ВОЗ).

6.3. Принципы радиационной безопасности

Цель радиационной защиты (по МКРЗ): «обеспечить защиту от ионизирующего излучения отдельных лиц, их потомства и человечества в целом, и в то же время создать условия для практической деятельности человека, во время которой люди могут подвергаться воздействию ионизирующего излучения».

Вопрос: до какой степени защищать?

- Если есть порог, то доза не должна его превышать. Следовательно, безусловно, $H < 0.25$ Зв (порог детерминированных эффектов).
- Ограничение возникновения стохастических эффектов до приемлемого уровня. Так как порога нет, то любая доза вредна. Отсюда выработаны основные принципы радиационной безопасности, провозглашенные МКРЗ (приняты в нормах радиационной безопасности России с 1996 года).

При планировании мероприятий по радиационной безопасности следует руководствоваться тремя принципами:

1. Не превышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников облучения – принцип нормирования.

2. Запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает возможного вреда, причиненного дополнительным излучением – принцип обоснования.

3. Поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любых источников облучения – принцип оптимизации (ALARA – As Low As Reasonably Achievable, по-русски: Концепция Польза-Вред или Анализ Затраты-Выгода – АЗВ).

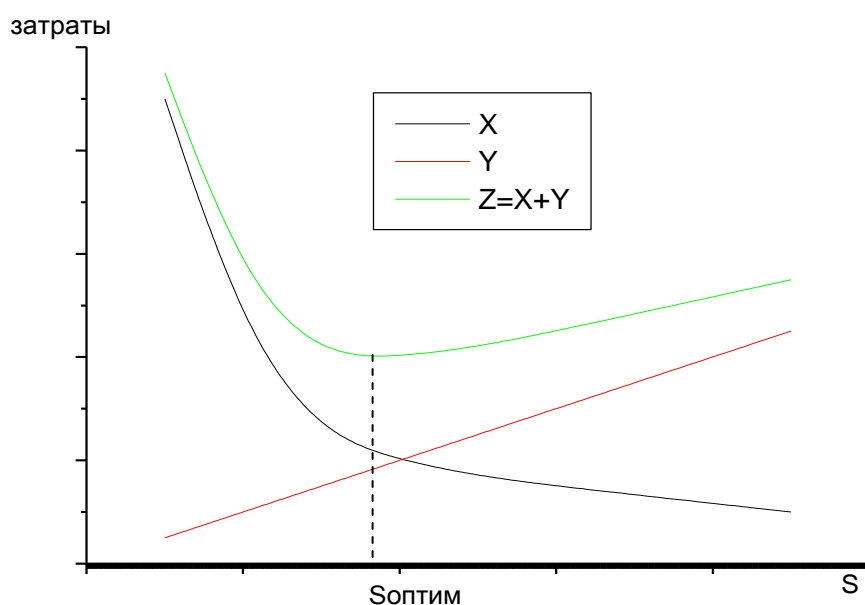


Рис. 10. Зависимость ущерба и затрат на защиту от коллективной дозы.

Поясним последний принцип. Для этого введем обозначения:

V – общая польза от объекта,

P – стоимость производства без стоимости защиты,

X – стоимость защиты (все меры безопасности),

Y – ущерб здоровью, при выбранном уровне безопасности.

Тогда «чистая» польза от нашего объекта: $B = V - (P + X + Y)$.

Второй принцип требует, чтобы $B > 0$. Третий принцип требует, чтобы B принимала максимальное значение или $Z = (X + Y) \rightarrow \min$, или $dZ/dX = 0$.

Удобнее использовать $dZ/dS=0$, т.к. $X(S)$ – экспоненциальная функция от дозы, а $Y=\alpha \cdot S$ – линейная функция. Таким образом, функция $Z(S)$ действительно имеет минимум (см. рис.10).

Оптимизируя защиту в соответствии с третьим принципом, нельзя допустить, чтобы коллективная доза была мала, а индивидуальная доза для отдельных лиц велика – за этим следит первый принцип.

Необходимость учета социальных факторов означает, что недопустима ситуация, когда пользу от объекта получают одни социальные группы, а вред или ущерб другие. Это может привести к социальной напряженности.

Основная проблема в использовании принципа АЗВ – неопределенность коэффициента альфа. По данным различных авторов $\alpha = 10^3 - 10^5$ \$/чел.·Зв. В странах Западной Европы и других развитых рекомендовано использовать значение $\alpha = (1 - 2) \cdot 10^4$ \$/(чел.·Зв).

6.4. Нормы радиационной безопасности, НРБ-99/2009 и Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности, ОСПОРБ-99/2010

Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009 (далее – Нормы) применяются для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного или природного происхождения.

Нормы устанавливают основные пределы доз, допустимые уровни воздействия ионизирующего излучения по ограничению облучения населения в соответствии с Федеральным законом от 9 января 1996 г. № 3-ФЗ “О радиационной безопасности населения”.

В соответствии с Федеральным законом «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» №52 ФЗ 30.03.99 санитарные правила обязательны для всех предприятий, должностных лиц и граждан. Умышленное или неосторожное действие или бездействие, связанное с нарушением санитарного законодательства, классифицируется, как

правонарушение. Правонарушение влечет за собой дисциплинарную, административную и уголовную ответственность.

НРБ-99/2009 распространяются на следующие источники ионизирующего излучения:

- техногенные источники за счёт нормальной эксплуатации техногенных источников излучения;
- техногенные источники в результате радиационной аварии;
- природные источники;
- медицинские источники.

Требования Норм не распространяются на источники излучения, создающие при любых условиях обращения с ними:

- индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мкЗв; и
- коллективную эффективную годовую дозу не более 1 чел.-Зв, либо когда при коллективной дозе более 1 чел.-Зв оценка по принципу оптимизации показывает нецелесообразность снижения коллективной дозы;
- индивидуальную годовую эквивалентную дозу в коже не более 50 мЗв и в хрусталике глаза не более 15 мЗв.

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

Нормы радиационной безопасности являются основным документом, обязательным на территории России для всех учреждений, производящих, обрабатывающих, применяющих, хранящих и транспортирующих естественные и искусственные радиоактивные вещества и другие источники.

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

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

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

Уровень пренебрежимо малого риска составляет 10^{-6} .

При обосновании защиты от источников потенциального облучения в течение года принимаются следующие граничные значения обобщенного риска (произведение вероятности события, приводящего к облучению, и вероятности смерти, связанной с облучением):

- персонал – $2,0 \times 10^{-4} \text{ год}^{-1}$;
- население – $1,0 \times 10^{-5} \text{ год}^{-1}$.

Все население делится на две категории облучаемых лиц:

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

2. Население (включая персонал вне производства).

Для контроля облучения используются три класса нормативов:

- основные пределы доз (ПД),
- допустимые уровни (ДУ),
- контрольные уровни (КУ).

6.4.1 Основные дозовые пределы.

Предел дозы – величина годовой эффективной эквивалентной дозы техногенного облучения, которая не должна превышать в условиях нормальной работы. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических сохраняет на приемлемом уровне.

Таблица 34.

Основные дозовые пределы		
Нормируемая величина	Пределы доз	
	Персонал, группа А	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год в хрусталике	150 мЗв	15 мЗв
На коже	500 мЗв	50 мЗв
Кисти и стопы	500 мЗв	50 мЗв

Для персонала группы Б дозы облучения и производные уровни в 4 раза меньше, чем для группы А.

Примечание: Основные пределы доз не включают дозы от природных источников, дозы медицинского облучения и дозы, полученные вследствие радиационной аварии. При одновременном воздействии источников внешнего и внутреннего облучения эффективная годовая доза в целом от всех источников не должна превышать указанного в таблице дозового предела.

Эффективная доза персонала за время работы (50 лет) в сумме не должна быть больше 1 Зв. Доза населения за жизнь (70 лет) до 70 мЗв (с 01.01.2000). Для женщин до 45 лет дополнительные ограничения: доза на нижней части живота не должна превышать 1 мЗв за месяц, поступление радионуклидов за год не более 1/20 нормы персонала, при этом доза за два

месяца составит не более 1мЗв. При установлении беременности облучение исключается до окончания периода грудного вскармливания.

Пределы доз для студентов и учащихся старше 16 лет при обучении такие же, как и для персонала группы Б.

6.4.2 Допустимые и контрольные уровни.

Допустимый уровень (ДУ) определяется таким образом, чтобы при равномерном воздействии только одного фактора годовая доза составила предел дозы (ПД).

Для персонала стандартные параметры:

$$V_{\text{возд}} = 2,4 \cdot 10^3 \frac{\text{м}^3}{\text{год}}, t_{\text{раб}} = 1700 \text{ ч/год (при 36ч/нед.)}$$

Для населения: $t_{\text{жизни}} = 8800 \text{ ч/год}$, $M_{\text{воды}} = 730 \text{ кг/год}$

1) Допустимая мощность дозы:

$$\text{ДМД (гр.А)} = \text{ПД} / (1700 \cdot 3600) = \frac{20 \cdot 10^{-3}}{1700 \cdot 3600} \approx 12 \frac{\text{мкЗв}}{\text{ч}}$$

Для населения ДМД = 0,2 мкЗв/ч.

При проектировании защиты используют проектную мощность дозы с коэффициентом запаса 2: $\text{ДМД}_{\text{гр}} = \text{ДМД} / 2$.

Таблица 35.

Рекомендованная проектная мощность дозы для помещений различного назначения		
Категория населения	Назначение помещения	\dot{H} , мкЗв/час
Персонал гр. А $t=36$ ч/нед., 50 нед./год	постоянного пребывания	6,0
	не более половины раб. времени	12
Персонал гр. Б $t=41$ ч/нед., 52 нед./год	рабочие	1,2
Население $t=168$ ч/нед., 52 нед./год	жилые	0,1

2) Предел годового поступления (ПГП) – поступление радиоактивных веществ в организм в течении года, которое приводит к ожидаемой дозе, равной 1 ПД. При ежегодном поступлении на уровне ПГП эквивалентная доза за любой календарный год будет не более 1 ПД.

3) Допустимое содержание (ДС) радионуклидов в организме – среднегодовое содержание, которое создает 1 ПД за год.

4) Допустимая концентрация в воде, в воздухе:

$$ДК = ПГП / V_{\text{возд.}}$$

5) Допустимая загрязненность кожи, одежды, оборудования (ДЗ):

$$\text{Кожи: } ДЗ (\text{гр.А}) = 1 \frac{\alpha}{\text{см}^2 \text{мин}}, 100 \frac{\beta}{\text{см}^2 \text{мин}}$$

$$\text{Поверхности: } ДЗ (\text{гр.А}) = (5 - 20) \frac{\alpha}{\text{см}^2 \text{мин}}, 2000 \frac{\beta}{\text{см}^2 \text{мин}}$$

Контрольные уровни (КУ): – те же величины, устанавливаемые в целях ограничения облучения персонала и населения.

КМД_А (КПП_А) – устанавливаются администрацией, утверждаются органами Роспотребнадзора.

КМД населения – устанавливаются органами Роспотребнадзора по представлению администрации.

$$КУ \leq ДУ$$

До установления КУ принимается КМД=ДМД.

Например, для ЛАЭС КУ = 0,8 ДУ.

Существует 2 группы контроля:

а) $H > 0,3$ ПД – инд. контроль;

б) $H < 0,3$ ПД – контроль состояния помещений.

КУ учитывают все факторы радиационной опасности и предполагают запас по дозе. ДУ – используют при проектировании, КУ – при конкретной работе.

7. ИСТОЧНИКИ РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ НА АЭС.

Основные источники излучения:

- Реакция деления (гамма и нейтронное излучения).
- Продукты деления (ПД) – высокоактивные нуклиды, образующиеся в результате деления.
- Продукты активации (ПА).

7.1 Ядерный реактор, как источник излучения

Работающий реактор:

Тепловые нейтроны, плотность потока $10^{13} \div 10^{14}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$. Быстрые нейтроны, средняя энергия нейтронов деления 2 МэВ.

γ -излучение продуктов деления ($E_\gamma = 0,8 \div 7 \text{ МэВ}$) $\bar{E}_\gamma = 1 \text{ МэВ}$.

Реакция (n, γ): $E_\gamma \leq 10 \text{ МэВ}$, фотоядерные реакции практически не идут.

Остановленный реактор.

Источники нейтронов.

Спонтанно делящиеся изотопы:

^{244}Cm ($T_{1/2} = 18,4 \text{ года}$), ^{242}Cm ($T_{1/2} = 162,7 \text{ суток}$).

Кюрий (^{242}Cm , ^{244}Cm) образуется из ^{238}U путем захвата нейтронов, делится спонтанно, при этом испускает нейтроны.

Кроме этого идет (α, n) реакция на изотопах ^{17}O и ^{18}O .

Для ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) после трех лет выдержки при глубине выгорания 40 МВт·сут./кг выход нейтронов около 10^6 нейтр./с на 1 кг топлива.

В отработанном топливе образуются высокоактивные продукты деления.

Пример: в ВВЭР-440

I^{131} образуется $4,1 \cdot 10^{16}$ Бк/сут, Sr^{90} – $6,5 \cdot 10^{12}$ Бк/сут.

К концу кампании (через 3 года) активность продуктов деления $A \approx 2,2 \cdot 10^{20}$ Бк, из них примерно половина являются газообразными.

Состав продуктов деления в топливе зависит от времени работы реактора и времени, прошедшего после остановки (выдержки), а количество радиоактивных нуклидов зависит от мощности реактора. Существуют таблицы по содержанию изотопов в одной тонне отработанного топлива в зависимости от времени работы реактора, T и времени выдержки t , а также таблицы интегральных характеристик излучения топлива: полная активность, спектры γ -излучения.

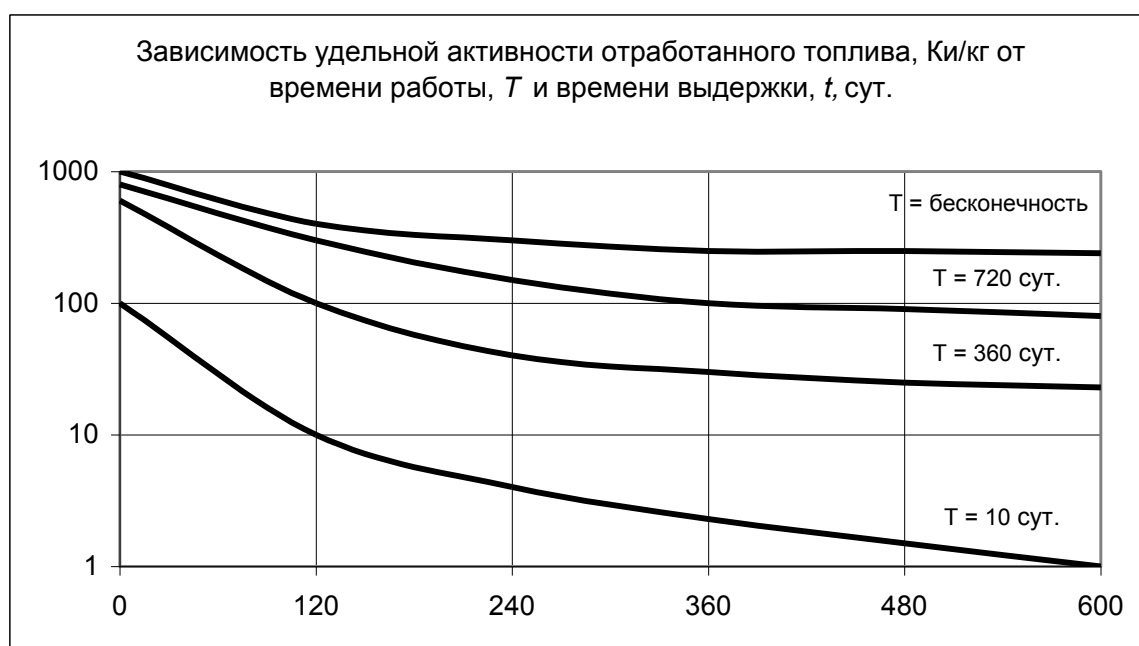


Рис. 11. Активность отработанного топлива.

Выводы из графика: чем больше время работы, тем больше активность и тем медленнее она спадает.

Для определения спектрального состава излучения весь диапазон энергий разбивают на несколько групп (обычно 6):

Ослабление различных спектральных групп со временем
после остановки реактора

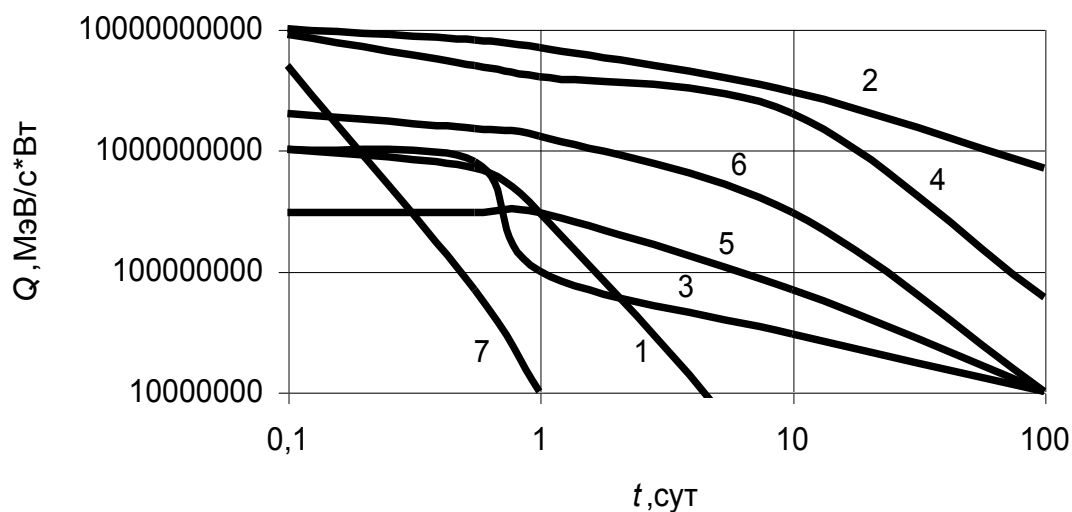


Рис. 12. Ослабление излучения отработанного топлива со временем.

1. 0.1-0.4 МэВ,
2. 0.4-0.9МэВ,
3. 0.9-1.35МэВ,
4. 1.35-1.8МэВ,
5. 1.8-2.2МэВ,
6. 2.2-2.6МэВ
7. более 2.6 МэВ.

7.2 Основной технологический контур, как источник радиационной опасности.

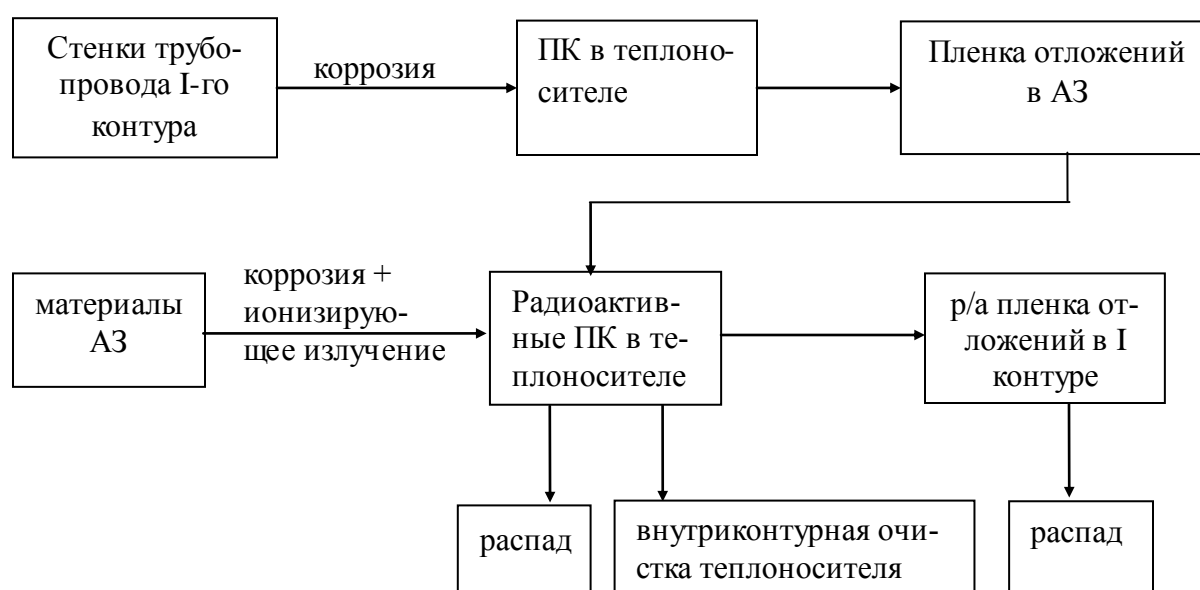
Основной технологический контур это первый контур многоконтурного реактора, либо единственный контур одноконтурного.

1) Собственная активность теплоносителя – активность воды $O^{16}(n, p) \rightarrow N^{14}$, $T_{1/2}=7$ с, $E_{\gamma}=6$ МэВ. Определяет дозу вблизи трубопровода I-го контура работающего реактора. Допустимая удельная активность теплоносителя $a \leq 0,1$ Ки/кг.

Натриевый теплоноситель (в реакторе на БН) $^{23}\text{Na}(n, \gamma) \rightarrow ^{24}\text{Na}$
 $T_{1/2}=15$ ч, $E\gamma=1,37$ МэВ и $2,75$ МэВ. Из-за высокой активности (a до 500 Ки/кг) применяется 3-х контурная схема.

К собственной активности теплоносителя относят также активность примесей ($a \leq 10^{-4}$ Ки/кг). Основным источником — ^{24}Na . Натрий добавляют в теплоноситель в виде NaOH для уменьшения кислотности (как ингибитор коррозии). С целью уменьшения количества примесей в теплоносителе используют бидистиллят.

2) Активность продуктов коррозии (ПК) ($a \leq 10^{-5}$ Ки/кг) определяет дозу I-го контура при остановленном реакторе.



В результате пленки р/а отложений активность оборудования I-го контура может достигать 10^{-2} Ки/м²

Самая опасная работа — демонтаж 1-ого контура (резка сварка), так как разрушается радиоактивная пленка. Для уменьшения коррозии материалов используют коррозионно-стойкие сплавы (легированные), а они содержат кобальт $^{56}\text{Co}(n, \gamma) \rightarrow ^{60}\text{Co}$, $T_{1/2}=5$ лет, $E\gamma=1,25$ МэВ. Через 2-3 года вклад кобальта в дозовую обстановку становится определяющим.

3) Продукты деления (ПД)

Допустимая активность :

$a < 10^{-5}$ Ки/кг - одноконтурный реактор

$a < 10^{-2}$ Ки/кг - двухконтурный.

При нормальной работе вклад ПД мал. Опасность возникает в случае разгерметизации твэлов.

Другие источники опасности:

- второй контур при перетечках из первого контура,
- бассейн выдержки отработанного топлива,
- ВКО (система внутриконтурной очистки теплоносителя),
- приборы и детали первого контура,
- СУЗ (система управления и защиты).
- ХЖО (хранилище жидких отходов),
- газовый контур охлаждения графитовой кладки РБМК.

7.3. Образование и очистка газо-аэрозольных радиоактивных отходов.

Технологические отходы – связаны с производством электроэнергии.

Вентиляционные отходы – связаны с вентиляцией помещений АЭС.

Технологические газо-аэрозольные отходы – эжекторные газы турбин (из-за перетечек из I контура во II контур), газовые сдувки бассейнов выдержки отработанного топлива, очистных устройств и т.п.

Вентиляционные отходы – испарение протечек в помещениях АЭС и активация воздуха вблизи активной зоны. Удаляются из помещений с помощью системы спецвентиляции. Основные радионуклиды, определяющие активность газов и аэрозолей – РБГ и ^{131}I . Из РБГ наиболее значимые – Хе и Кг, из них долгоживущие ^{133}Xe (5,2 сут.) и $^{85\text{m}}\text{Kr}$ (4,36 ч). ^{131}I присутствует в воздухе в виде газа или аэрозоля, а также в форме CH_3I (йодистый метил) – 50 %.

^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{137}Cs и продукты коррозии – аэрозоли.

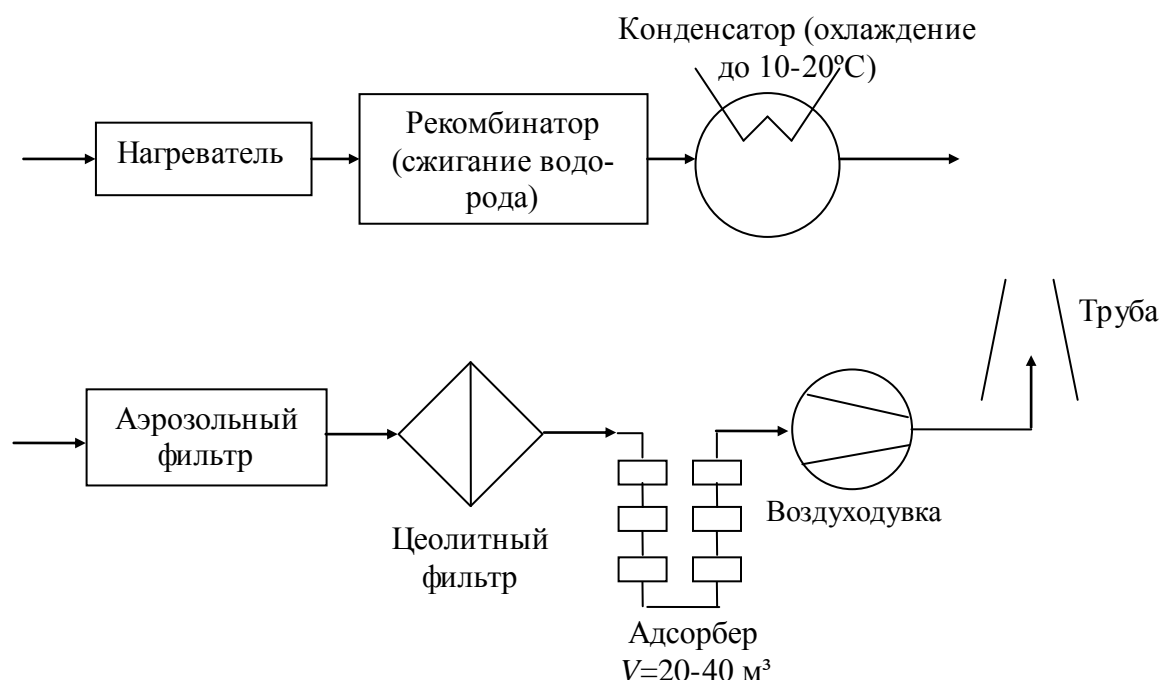
Очистка технологических газов – система спецгазоочистки (СГО).

Для ВВЭР производительность этой системы 10 – 70 м³/ч, перерабатываемая активность около 10⁴ Ки/сут. при $t^0 = 40 - 70^0 C$, влажности около 100 %.

Аэрозоли улавливаются аэрозольными фильтрами, для очистки от РБГ и йода применяют два основных метода:

1. Газгольдер – лабиринт по которому движется газ в течении 8-10 часов. В этом случае необходима предварительная очистка от водорода сжиганием.

2. Сорбция РБГ и I активированным углем. Необходима очистка от водорода сжиганием либо разбавление азотом.



В приведенной схеме вместо адсорбера может быть газгольдер. В виду того, что газгольдер не эффективен от ^{131}I ($T_{1/2} - 8$ суток), в схему с газгольдером добавляют йодный фильтр, а после газгольдера – аэрозольный фильтр, т.к. продукты распада РБГ – аэрозоли.

Количественными показателями степени очистки являются эффективность очистки, ε – доля задержанной фильтром активности, либо ко-

коэффициент очистки, ξ – отношение активности до фильтра к активности после фильтра: $\xi = \frac{1}{1 - \varepsilon/100}$.

Пример: $\varepsilon=99,9\%$, $\xi=1000$.

Для газгольдера выдержки коэффициент очистки нуклида i : $\xi_i = \exp(\lambda_i \cdot t)$, где λ_i – постоянная распада, t – время выдержки.

Для аэрозольных фильтров $\varepsilon = 99,99\%$

Очистка вентиляционных газов.

$$V_{\text{вентиляц.газов}} \gg V_{\text{технолог.газов}}, V_{\text{вентиляц.газов}} \approx 10^5 \frac{\text{м}^3}{\text{час}}$$

Вентиляционные отходы от РБГ не очищаются, только от аэрозолей и йода.

Используют тонковолокнистые фильтры:

ФПП (перхлорвинил) – ультратонкие 1,5 – 2,5 мкм, $t^0 < 60^0 \text{C}$

ФПА (ацетил целлюлоза) – $t^0 < 150^0 \text{C}$, влажность $< 80\%$.

$\varepsilon = 99,9\%$, удельная нагрузка $150 \text{ м}^3/(\text{м}^2 \cdot \text{ч})$.

Для очистки от йода используют фильтры из активированного угля. Бывают системы двух типов: рециркуляционные $\xi \approx 20 - 30$ и прямочные ξ - велико.

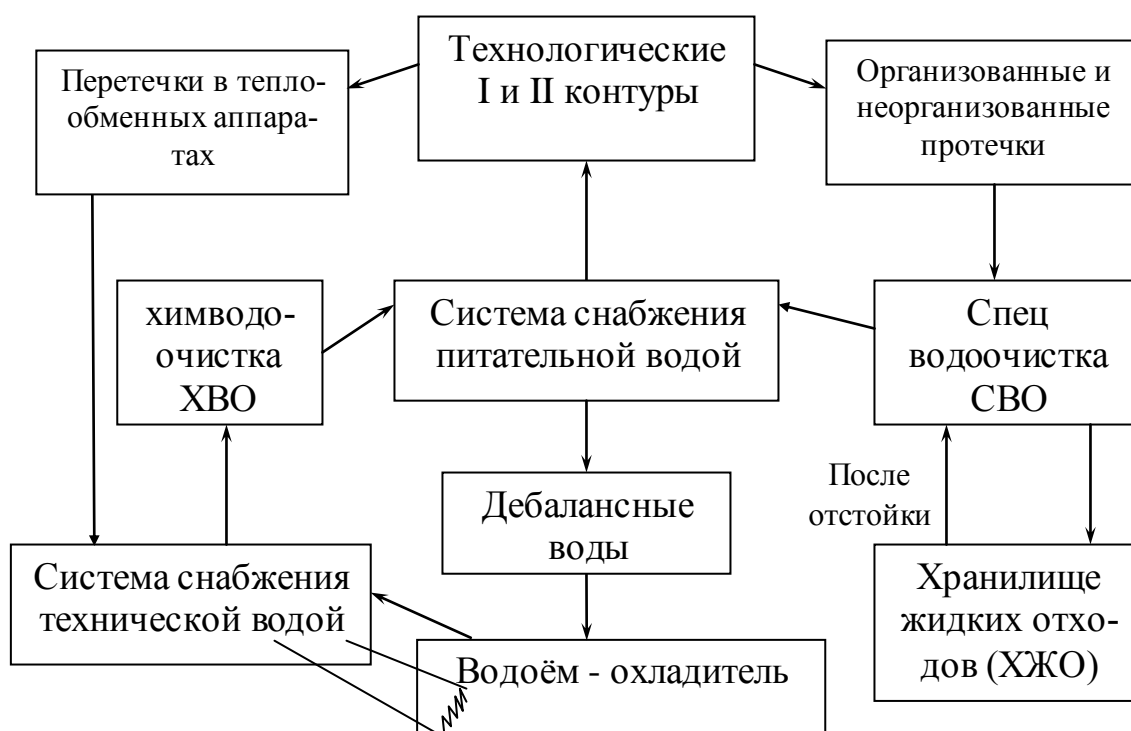
7.4. Образование и переработка жидких и твердых радиоактивных отходов.

7.4.1. Источники жидких радиоактивных отходов:

- Организованные и неорганизованные протечки.
- Дезактивация оборудования, помещений, стирка спецодежды, душевые.

Для исключения попадания этих отходов в окружающую среду на АЭС организовано оборотное водоснабжение, т.е. все жидкие отходы собираются, очищаются и возвращаются обратно в технологический процесс.

Принципиальная схема организации водоснабжения на АЭС.

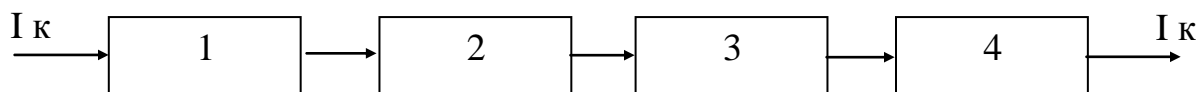


Основой поддержания водно-химического режима ТН и обеспечения радиационной безопасности является постоянная очистка вод от радиоактивных и химических примесей.

1. ВКО (байпасная линия).

Из 1-го контура отбирается часть ТН, охлаждается до 50°C, механически фильтруется, прогоняется через ионообменный фильтр (катионит-

ные и анионитные смолы), прогоняется через фильтр-ловушку (улавливает мелкие частицы смол), затем снова возвращается в 1-й контур.



- 1 – охлаждение,
- 2 – механический фильтр,
- 3 – ионообменный фильтр,
- 4 – фильтр-ловушка.

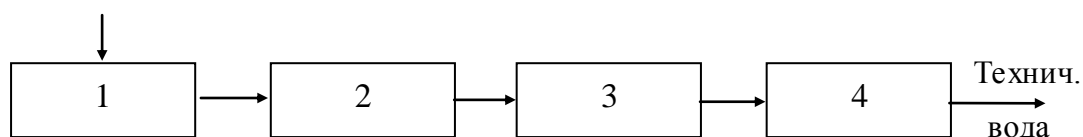
Эффективность очистки характеризуется коэффициентом очистки:

$$K_o = A_{до} / A_{после}$$

Постоянная очистки λ , s^{-1} – скорость выведения радиоактивных продуктов из ТН.

2. Воды организованных протечек.

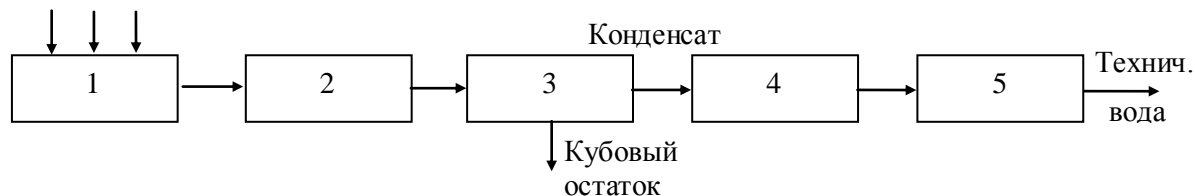
Схема аналогичная.



- 1 – приёмный бак,
- 2 – перлитные фильтры,
- 3 – ионообменные фильтры,
- 4 – фильтр-ловушка.

Очищают от ПК, набивочного материала сальников, масел, растворов солей и других примесей.

3. Неорганизованные протечки (трапные воды).



- 1 – приёмные емкости,

2 – узел коагуляции $\text{Fe}(\text{OH})_3$ (очистка от солей, ионов тяжёлых металлов, мыла).

3 – узел выпарки (после него остаётся кубовый остаток),

4 – угольный фильтр,

5 – ионообменный фильтр,

4. Высокоактивные жидкие отходы.

- кубовые остатки,
- суспензии фильтрующих материалов,
- пульпы ионообменных смол.

Всё это отправляется в хранилище жидких отходов – герметичные ёмкости за защитой. Отстоявшаяся вода поступает в систему СВО. Опорожняют ХЖО переработкой в твёрдые вещества (битумирование, цементирование). В результате во внешнюю среду попадают только дебалансные воды. Сброс ДБВ учитывается и нормируется по объёму и концентрации. Кроме ДБВ в водоём-охладитель могут попадать воды из теплообменника в результате протечек.

КПД АЭС $\approx 30\%$ (считается очень высоким). Т.е. 70% вырабатываемого тепла поступает в водоём-охладитель. Расход технической воды для охлаждения, (тонн/час) $G_{\text{ТВ}}=K \cdot W$, где: W – тепловая мощность, МВт, $K=150 - 200$ т./МВт*ч.

Пример: ВВЭР – 440

$W=1375$ МВт, расход технической воды $G_{\text{ТВ}}=200 - 275$ тыс.т/ч.

Концентрация радиоактивных веществ мала, но из-за очень больших объёмов необходим постоянный контроль.

Особый случай:

Количество жидких радиоактивных отходов резко возрастает при проведении дезактивации оборудования. Получаются высокоактивные растворы, и их сразу отправляют в ХЖО. Дезактивация проводится периодически и для этого предусмотрены специальные ёмкости, в дальнейшем в оборотный цикл поступает лишь небольшое количество отстоявшейся воды. Остаток превращается в твёрдые отходы.

На НВАЭС (Нововоронежская АЭС) проводится эксперимент. Для ДБВ были созданы поля фильтрации (ПФ). В дренажной воде ПФ актив-

ность на уровне естественной. Поверхность почвы 1 раз в год снимают и захоранивают как твёрдые отходы.

7.4.2. Образование и захоронение твёрдых радиоактивных отходов.

Твёрдые радиоактивные отходы – демонтированные части оборудования первого контура, отработанные фильтры очистки газов и жидкостей, спецодежда и ветошь.

Твёрдые отходы считаются радиоактивными, если:

$$\dot{H}_\gamma(10\text{см}) > 0.03 \text{ мбэр/ч},$$

$$K_\beta > 2 \cdot 10^{-6} \text{ Ки/кг},$$

$$K_\alpha > 2 \cdot 10^{-7} \text{ Ки /кг},$$

$$n_\alpha > 5 \text{ (см}^2 \cdot \text{мин.)}^{-1},$$

$$n_\beta > 50 \text{ (100см}^2 \cdot \text{мин)}^{-1}.$$

Твёрдые отходы – источник внешнего облучения персонала. При бесконтрольном поступлении во внешнюю среду могут стать опасным источником внешнего и внутреннего облучения. Все твёрдые отходы собирают в контейнеры в специальном помещении.

Переработка – уменьшение объёма (прессование, сжигание), при сжигании необходимы специальные помещения и фильтрация образующихся газов.

На территории АЭС существуют специальные могильники – заглублённые бетонные ёмкости, гидроизолированные от подземных вод и дождей, после заполнения закрываются наглухо бетонным защитным колпаком или засыпают землей и асфальтируют. Мощность экспозиционной дозы на расстоянии 1м не более 28 мкЗв/ч. По периметру расположены наблюдательные скважины.

Предпочтительней использовать централизованные региональные могильники, куда свозят отходы в специальном транспорте. Переработанные в твёрдые жидкие радиоактивные отходы захоранивают только в региональных могильниках. Если $T_{1/2} < 15$ суток, то предварительно выдерживаются до безопасного уровня.

Все радиоактивные отходы делятся на 3 группы.

Таблица 36.

Классификация радиоактивных отходов по степени опасности.			
группа	\dot{H} (10см), мкЗв/ч.	a_{β} , Бк/кг.	a_{α} , Бк/кг.
1	0.3 - 300	$7.4 \cdot 10^4 - 3.7 \cdot 10^6$	$7.4 \cdot 10^3 - 3.7 \cdot 10^5$
2	300 – 10000	$3.7 \cdot 10^6 - 3.7 \cdot 10^9$	$3.7 \cdot 10^5 - 3.7 \cdot 10^8$
3	>10000	$>3.7 \cdot 10^9$	$>3.7 \cdot 10^8$

Отходы групп 1 и 2 хранят в наземных бетонных хранилищах, толщина стен которых обеспечивает механическую прочность и биологическую защиту. Хранилища расположены на территории АЭС (на промплощадке или вне ее, на охраняемых территориях).

Отходы третьей группы захоранивают в подземных изолированных ёмкостях. Для полного распада необходимо около 600 лет (за счёт Cs^{137} и Sr^{90}).

7.5. Способы переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ)

До 2000г. из всех реакторов в мире выгружено 220 тыс. тонн выгоревших ТВС. За последующие 10 лет ожидается ещё около 100 тыс. тонн.

Таблица 37.

Оценка количества отработавших ТВС по странам.			
страна	$N_{ЭЛ}$ МВт	число ТВС до 2000г.	2000 – 2010гг.
Канада	14879	29008	17828
Франция	57688	29876	11615
Германия	22559	9967	3805
Япония	34238	16654	9082
Россия	18893	13176	6819
Украина	13020	4255	2670
Великобритания	12066	32734	8119
США	98729	28373	18968

Обсудим причины особой опасности ОЯТ.

В естественных условиях в результате цепочки радиоактивных превращений ядра U^{235} испускается в среднем 7 α -, 4 β - и 2,6 γ -частиц, суммарная энергия которых составляет 43.1 МэВ. Аналогично распад ядра U^{238} приводит к излучению с общей энергией 46 МэВ. Суммарная мощность тепловыделения основных естественных радионуклидов в земной коре ($2.2 \cdot 10^{14}$ т Th^{232} + $8.4 \cdot 10^{13}$ т U^{236} + $6.6 \cdot 10^{11}$ т U^{235} + $1 \cdot 10^{13}$ т K^{40}) составляет около $1.6 \cdot 10^7$ МВт.

Что происходит с ядром U^{235} в ядерном реакторе? Около 200 МэВ выделяется при делении ядра в активной зоне, суммарная энергия излучения продуктов деления $E_{\beta\gamma} \approx 14$ МэВ (из них с момента выгрузки ≈ 0.2 МэВ).

Причины повышенной опасности ПД по сравнению с естественным ураном:

1. Большая активность (следствие малого периода полураспада).
2. Высокая концентрация.

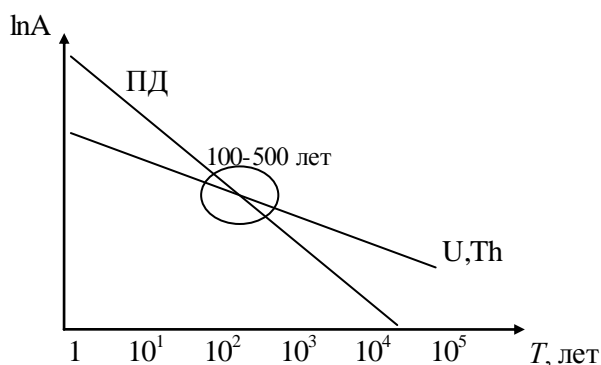


Рис. 14. Зависимость активности от времени.

На рис. 9 изображен сравнительный спад активности ПД и естественного урана. Если выдержать 100 – 500 лет, то фактор высокой активности пропадает, остаётся только фактор высокой концентрации. Концентрацию легко уменьшить, например, распылив р/а продукты по поверхности планеты, оставаясь в рамках вариации естественного радиоактивного

фона. Более экологически приемлемым является цементирование с последующим захоронением в глубоких геологических формациях. Технология цементирования разрабатывается таким образом, чтобы концентрация р/а веществ, появляющихся в результате эрозии, не превышала природную.

В настоящее время рассмотрены два способа обращения с ОЯТ:

1. Непосредственное захоронение (открытый цикл).
2. Переработка с последующим использованием невыгоревшего U^{235} и образовавшегося Pu^{239} (закрытый цикл).

В результате деления топлива в нем уменьшается количество U^{235} , образуются Pu^{239} , U^{236} , продукты деления. Содержание U^{235} зависит от глубины выгорания топлива. В 1978-1980 гг. ср. глубина выгорания составляла 30000 МВт·сут./т (3%), в настоящее время – 42000 МВт·сут./т. В дальнейшем планируется увеличение на 20-25%. При 40000 МВт·сут./т концентрация U^{235} в отработанном топливе становится ниже, чем в естественном уране (0,7%). Изотоп U^{236} поглощает нейтроны без деления, отделить его от U^{235} практически невозможно. Особый интерес представляет плутоний, который используется в р-рах на быстрых нейтронах. Но широкое распространение таких реакторов – отдаленная перспектива, а хранение плутония обходится очень дорого.

Недостатки переработки:

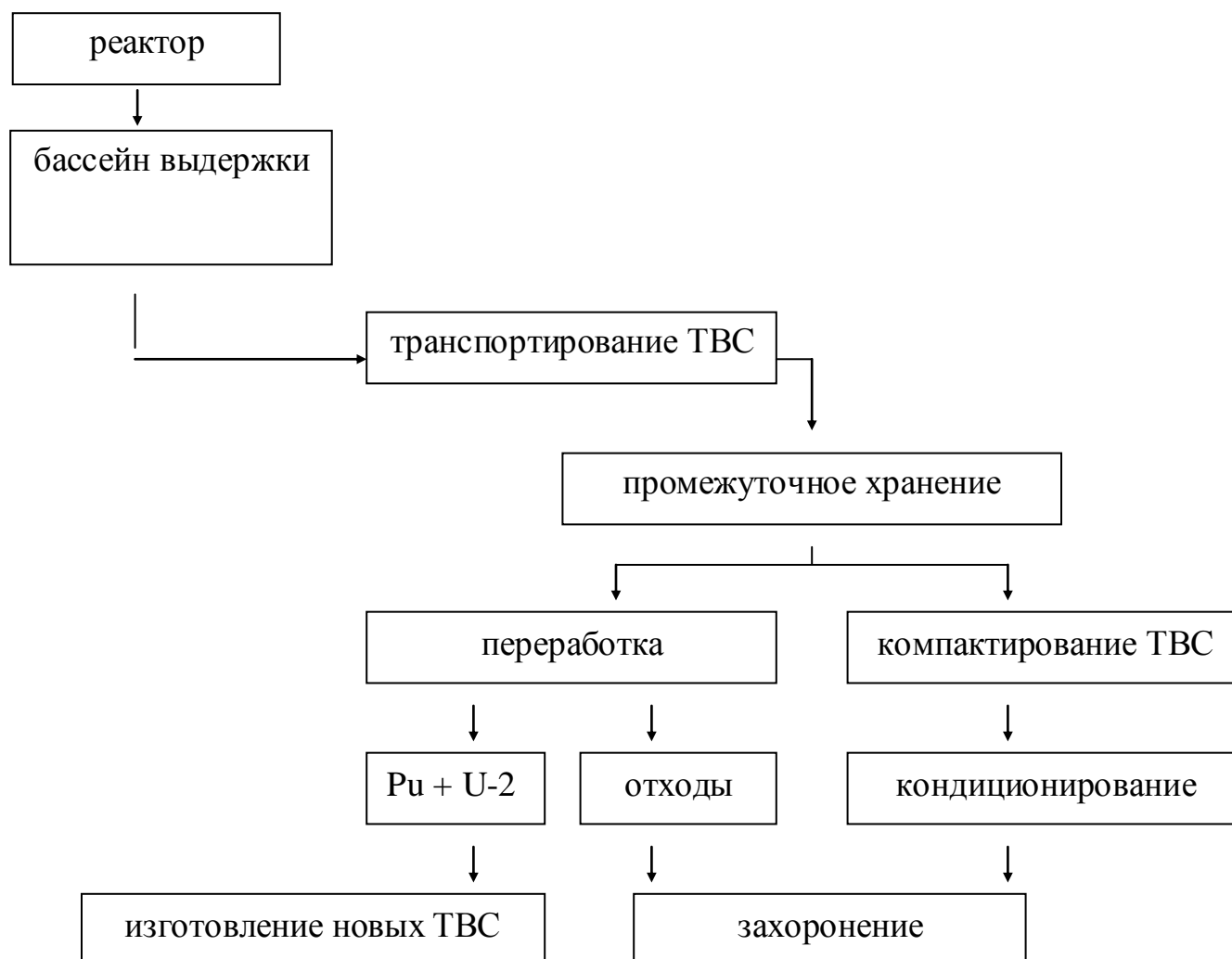
1. Из-за присутствия U^{236} в ТВС-2 должно быть более высокое обогащение U^{235} .
2. Вторичное топливо оказывается дороже изготовленного из естественного урана.
3. Доза персонала при переработке несколько выше, чем при непосредственном захоронении.
4. В настоящий момент переработка экономически невыгодна, поэтому большинство стран использует захоронение.
5. Образуется большее количество радиоактивных отходов.

Схема использования ОЯТ

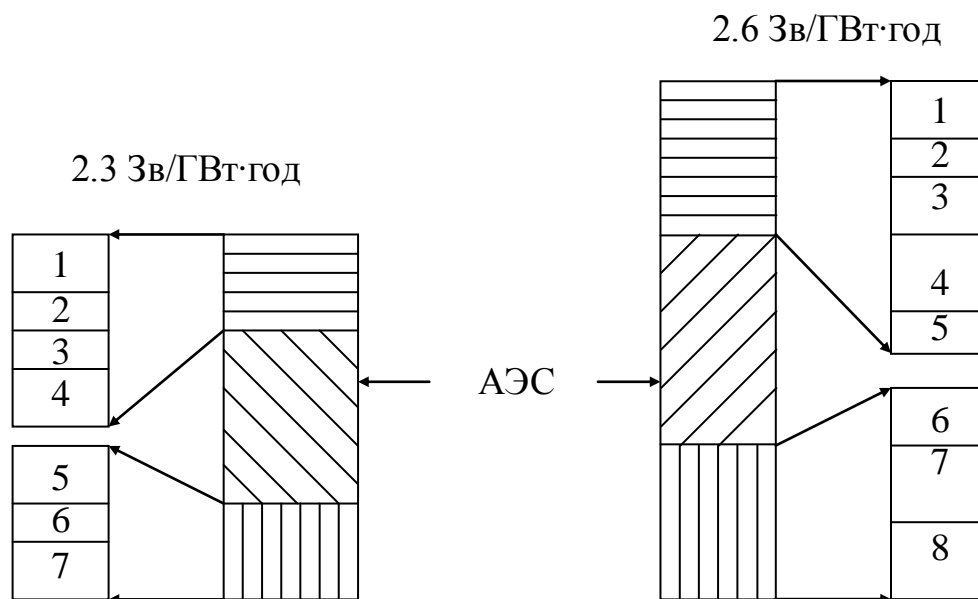
Реакторные технологические операции

Путь переработки

Прямое захоронение



Коллективные дозы персонала при непосредственном захоронении и переработке.



Прямое захоронение:

1. Добыча урана.
2. Обогащение руды.
3. Обогащение урана.
4. Изготовление ТВС.
5. Кондиционирование.
6. Транспортирование.
7. Захоронение.

Утилизация:

1. Добыча урана
2. Обогащение руды.
3. Обогащение урана.
4. Изготовление ТВС.
5. Изготовление ТВС – 2.
6. Переработка.
7. Транспортирование.
8. Захоронение.

Дозы населения в обоих случаях гораздо меньше доз естественного фона.

Экологические аспекты

Важнейший аспект – обеспечение долговременной безопасности могильников для окружающей среды. Захоронение отходов в глубоко расположенных устойчивых геологических формациях создает возможность организации ряда барьеров защиты окружающей среды от вредного воздействия р/а отходов (технических и природных). При стабильности геологи-

ческой системы порядка 10^4 лет риск облучения меньше естественного уровня риска до использования урана человечеством.

В экологическом плане непосредственное захоронение обходится дешевле переработки, хотя для ТВС с более высоким содержанием невыгоревшего урана путь переработки может быть оправданным.

МЕТОДИЧЕСКИЕ УКАЗАНИЯ К КУРСОВОЙ РАБОТЕ ПО ДИСЦИПЛИНЕ «ДОЗИМЕТРИЯ И ЗАЩИТА»

Программа работ

1. Определить допустимую мощность эквивалентной дозы, ДМД и проектную мощность дозы $\dot{H}_{пр} = \text{ДМД} / 2$.
Допустимая мощность дозы определяется как отношение основного дозового предела (для профессионалов – 20 мЗв за год в среднем) ко времени работы в течение года (для персонала гр.А число рабочих часов в году 1700).
2. Определить мощность дозы от гамма-излучения и нейтронов без защиты $\dot{H}_{0\gamma}$, и \dot{H}_{0n} , а также плотность потока энергии из активной зоны $I_0 = I_{0\gamma} + I_{0n}$
3. Методом длины релаксации определить толщину тепловой защиты d , необходимую для ослабления интенсивности нейтронов до величины, не превышающей допустимое значение для бетона – 10^{11} МэВ/(см²·с).
4. Пользуясь универсальными таблицами для расчета защиты от γ -излучения, оценить плотность потока энергии γ -квантов за тепловой защитой и, в случае, если $I_{\gamma} + I_n > 10^{11} \frac{\text{МэВ}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$, увеличить толщину d .
5. С помощью методов сечения выведения и длины релаксации рассчитать толщину бетона, необходимую для ослабления мощности дозы нейтронного излучения до $\dot{H}_{пр}$.
6. Для полученной в п.п. 3-5 толщины защиты рассчитать мощность дозы γ -излучения с помощью факторов накопления.
7. Сравнить суммарную мощность дозы от нейтронов и γ -квантов ($\dot{H}_n + \dot{H}_{\gamma}$) за защитой с проектной. В случае, если $(\dot{H}_n + \dot{H}_{\gamma}) > \dot{H}_{пр}$, увеличить толщину защиты и повторить расчет с п. 6.
8. При значительном превышении проектной мощности дозы над мощностью дозы за защитой оценить запас по толщине бетона.

Необходимые ядерные данные по бетонам [6] даны в приложении 2, по материалам тепловой защиты можно найти в справочнике [5].

Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого
Институт физики, нанотехнологий и телекоммуникаций
Кафедра «Экспериментальная ядерная физика»

КУРСОВОЙ ПРОЕКТ

Расчет защиты от смешанного нейтронного и гамма-излучения
по дисциплине «Дозиметрия и защита»

Выполнил
студент гр.53223/2

<подпись>

И.О.Иванов

Руководитель
доцент, к.ф.-м.н.

<подпись>

И.Г.Голиков

«___» _____ 201_ г.

Санкт-Петербург

201_

ЗАДАНИЕ № _____
НА ВЫПОЛНЕНИЕ КУРСОВОЙ РАБОТЫ

студенту группы 53223/2 _____
(номер группы) (фамилия, имя, отчество)

1. Тема проекта (работы): _ Спроектировать тепловую и биологическую защиту активной зоны для персонала, гр. А при 36-ти часовой рабочей неделе.

2. Срок сдачи студентом законченного проекта (работы) _____

3. Исходные данные к проекту (работе): _

1. Плотность потока гамма-излучения на границе активной зоны _ $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.
2. Плотность потока нейтронов _____ нейтрон / $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$
3. Материал тепловой защиты _____, плотность _____ $\text{г}/\text{см}^3$
4. Материал биологической защиты – бетон № _____ (номер условный)

Спектр гамма-излучения ядерного реактора

\bar{E}_γ , МэВ	1.0	2.0	4.0	6.0
n , %	75	22	2.4	0.6

Спектр нейтронов деления

\bar{E}_n , МэВ	0.1	0.5	1.0	2.5	5.0	10.0	15.0
n , %	7.25	17.6	27.6	37.2	11.8	0.9	0.013

4. Содержание пояснительной записки

Требования к содержанию описаны в методических указаниях к курсовой работе. Примерный объём пояснительной записки 30 страниц машинописного текста.

5. Перечень графического материала : _не требуется_____

6. Консультанты _Леонов Н.Н., к.ф.м.-н., доцент_____

7. Дата получения задания: «___» _____ 201_ г.

Руководитель _____
(подпись)

И.Г.Голиков _____
(инициалы, фамилия)

Задание принял к исполнению _____
(подпись студента)

(инициалы, фамилия)

(дата)

1. Определение допустимой мощности эквивалентной дозы, ДМД, и проектной мощности дозы для персонала (группа А)

Допустимую мощность дозы для персонала (группа А) определим по формуле

$$ДМД_A = \frac{ПД}{T},$$

где $ПД$ – предел дозы за год, мкЗв; T – продолжительность облучения в течение года, ч. Для персонала, группы А [1]:

$$ПД = 20 \text{ мЗв} = 20000 \text{ мкЗв};$$

Нормативное число часов работы в году при 36-ти часовой рабочей неделе $T = 1700$ ч;

$$ДМД_A = \frac{ПД}{T} = \frac{\text{мкЗв}}{\text{ч}}.$$

Проектную мощность дозы, в соответствии с требованиями [2], определим с учетом коэффициента запаса, равного 2,

$$\dot{H}_{np} = \frac{ДМД}{2} = \frac{\text{мкЗв}}{\text{ч}}.$$

2. Вычисление мощности дозы и интенсивности гамма- и нейтронного излучения без защиты

2.1 Нейтронное излучение

Мощность дозы нейтронного излучения без защиты, \dot{H}_{n0} ,

$$\dot{H}_{n0} = \sum_{i=1}^7 (\varphi_i \cdot h_i) = \varphi_{0n} \cdot \sum_{i=1}^7 (n_i \cdot h_i),$$

где φ_{0n} – плотность потока нейтронов (см. задание), n_i -доля нейтронов с энергией E_i ; h_i – мощность дозы при единичном флюенсе, Зв*см²;

Таблица 1

Мощность дозы и интенсивность нейтронного излучения без защиты								
\bar{E}_n , МэВ	0,1	0,5	1	2,5	5	10	15	Сумма
n	0,0725	0,176	0,276	0,352	0,118	0,009	0,00013	1,00
$h, 10^{-10}, \text{ЗВ}\cdot\text{см}^2$								–
$n\cdot h, 10^{-10}, \text{ЗВ}\cdot\text{см}^2$								
\dot{H}_{n0} , МКЗВ/ч								
$\bar{E}_n \cdot n$								–
I_{n0} , МэВ/(см ² ·с)								

$$\dot{H}_{n0} = \sum_{i=1}^7 (\varphi_i \cdot h_i) = \varphi_{0n} \cdot \sum_{i=1}^7 (n_i \cdot h_i) = \text{---} \text{ МКЗВ/ч}$$

Интенсивность нейтронного излучения определим по формуле

$$I_{n0} = \sum I_i = \varphi \cdot \sum (n \cdot E_i) = \text{---} \text{ МэВ}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$$

2.2 Гамма излучение

Мощность дозы гамма излучения без защиты, $\dot{H}_{\gamma 0}$,

$$\dot{H}_{\gamma 0} = \sum_{i=1}^4 (\varphi_i \cdot h_i) = \varphi_{0\gamma} \cdot \sum_{i=1}^4 (n_i \cdot h_i),$$

где $\varphi_{\gamma 0}$ – плотность потока гамма-излучения (см. задание), n_i – доля гамма-квантов с энергией E_i ; h_i – мощность дозы при единичном флюенсе, ЗВ*см²;

Таблица 2

Мощность дозы и интенсивность гамма-излучения без защиты					
\bar{E}_γ , МэВ	1	2	4	6	Сумма
n	0,75	0,22	0,024	0,006	1,00
$h, 10^{-10}, \text{ЗВ}\cdot\text{см}^2$					–
$n\cdot h, 10^{-10}, \text{ЗВ}\cdot\text{см}^2$					
$\dot{H}_{\gamma 0}$, МКЗВ/ч					
$\bar{E}_\gamma \cdot n$					–
$I_{\gamma 0}$, МэВ/(см ² ·с)					

$$\dot{H}_{\gamma 0} = \sum_{i=1}^4 (\varphi_i \cdot h_i) = \varphi_{0\gamma} \cdot \sum_{i=1}^4 (n_i \cdot h_i) = \text{--- мкЗВ/ч};$$

Интенсивность гамма излучения определим по формуле

$$I_{\gamma 0} = \sum I_i = \varphi_{\gamma 0} \cdot \sum (n_i \cdot E_i) = \text{--- МэВ}/(\text{см}^2 \cdot \text{с});$$

Суммарная интенсивность без тепловой защиты

$$I_0 = I_{0n} + I_{0\gamma} = \text{--- МэВ}/(\text{см}^2 \cdot \text{с}).$$

3. Определение толщины тепловой защиты

Толщину тепловой защиты, d определим из условия не превышения интенсивности излучения за тепловой защитой величины 10^{11} МэВ/(\text{см}^2 \cdot \text{с}), т.е. $I(d) < 1 \cdot 10^{11} \frac{\text{МэВ}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}}$.

Толщина тепловой защиты для нейтронного излучения определяется методом длины релаксации:

$$I(d) = I_0 \cdot \exp\left(-\sum_i \Delta d_i / L_i\right)$$

(Если интенсивность нейтронного излучения без защиты получилась меньше допустимой, то считать толщину защиты для нейтронов не следует).

Определим толщину тепловой защиты для гамма излучения:

Расчет в виде таблицы:

Таблица 3

Интенсивность гамма-излучения за тепловой защитой					
E_{γ} , МэВ	1	2	4	6	Сумма
$I_{\gamma 0}$, МэВ/(\text{см}^2 \cdot \text{с})					
$K(d)$					—
I_{γ} , МэВ/(\text{см}^2 \cdot \text{с})					

Сосчитаем суммарную интенсивность излучения за тепловой защитой $I = I_\gamma + I_n = \underline{\hspace{2cm}}$ МэВ/(см²·с). Проверяем выполнение неравенства: $I < 10^{11}$ МэВ/см²

4. Определение толщины бетона, x методом сечения выведения и длин релаксации

Необходимое условие: $\dot{H}_n(d+x) < \dot{H}_{np}$,

где \dot{H}_{np} - проектная мощность дозы;

Мощность дозы нейтронного излучения ядерного реактора за биологической защитой

$$\dot{H}_n(d+x) = \dot{H}_{n0} \cdot B \cdot \frac{\exp\left[-\sum_i \frac{\Delta x_i}{L_i}\right] \cdot \exp[-\Sigma_{\text{выб}} \cdot d]}{1 + \sum_i \frac{\Delta x_i}{L_i} + \Sigma_{\text{выб}} \cdot d},$$

где \dot{H}_{n0} – мощность дозы нейтронного излучения без защиты; B – дозовый фактор накопления, L – длина релаксации, см; x – толщина бетона, см; $\Sigma_{\text{выб}}$ – макроскопическое сечение выведения, см⁻¹;

$\Sigma_{\text{выб}} = \sigma_{\text{выб}} \cdot n$, где $\sigma_{\text{выб}}$ -микроскопическое сечение выведения, см²; n – концентрация ядер, см⁻³.

Материал тепловой защиты – . Для нее:

$\sigma_{\text{выб}} = \underline{\hspace{2cm}} \cdot 10^{-24}$ см²; атомная масса $A = \underline{\hspace{2cm}}$; плотность $\rho = \underline{\hspace{2cm}}$ г/см³.

Плотность ядер найдем по формуле: $n = N_A \cdot \rho / A = \underline{\hspace{2cm}}$ см⁻³.

$\Sigma_{\text{выб}} = \sigma_{\text{выб}} \cdot n = \underline{\hspace{2cm}}$ см⁻¹.

Толщина тепловой защиты $d = \underline{\hspace{2cm}}$ см.

Биологической защитой является бетон №

Дозовый фактор накопления для бетона № $B = \underline{\hspace{2cm}}$.

Таблица 4

Длина релаксации быстрых нейтронов спектра деления,						
№ бетона	Толщина защиты, м					
	0-0,25	0,25-0,50	0,50-1,0	1,0-1,5	1,5-2,0	2,0-2,5
L , см						

Примем толщину биологической защиты $x = \underline{\hspace{2cm}}$ см

$$\dot{H}_n(d+x) = \underline{\hspace{2cm}} \text{ мкЗв/ч,}$$

$$\dot{H}_{\text{пр}} = \underline{\hspace{2cm}} \frac{\text{мкЗв}}{\text{ч}} > \dot{H}_n(d+x) = \underline{\hspace{2cm}} \text{ мкЗв/ч} \Rightarrow \text{толщина бе-}$$

тона $x = \underline{\hspace{2cm}}$ см нам подходит.

5. Определение толщины биологической защиты от γ -излучения

Необходимое условие: $\dot{H}_n(d+x) + \dot{H}_\gamma(d+x) < \dot{H}_{\text{пр}}$,

где $\dot{H}_{\text{пр}} = \underline{\hspace{2cm}} \frac{\text{мкЗв}}{\text{ч}}$ – проектная мощность дозы.

Мощность дозы γ -излучения за двухслойной защитой

$$\dot{H}_\gamma(d+x) = \dot{H}_0 \cdot B_{\text{гет}} \cdot \frac{\exp[-(\mu_1 \cdot d + \mu_2 \cdot x)]}{\mu_1 \cdot d + \mu_2 \cdot x},$$

где $d_1 = \underline{\hspace{2cm}}$ см – толщина тепловой защиты ($\underline{\hspace{2cm}}$); $x = \underline{\hspace{2cm}}$ см – толщина биологической защиты (бетон № $\underline{\hspace{2cm}}$); μ_1, μ_2 – линейные коэффициенты ослабления для воды и бетона № $\underline{\hspace{2cm}}$ соответственно, см^{-1} ; $B_{\text{гет}}$ – фактор накопления гетерогенной защиты.

$$B_{\text{гет}} = B_1(\mu_1 d) + B_2(\mu_1 d + \mu_2 x) - B_2(\mu_1 d),$$

где B_1 – дозовый фактор накопления γ -излучения в $\underline{\hspace{2cm}}$ [1], табл. V. стр. 180]; B_2 – дозовый фактор накопления γ -излучения для бетона № $\underline{\hspace{2cm}}$

Таблица 5

Линейные коэффициенты ослабления γ-излучения в бетоне, μ_2, см^{-1}					
№ бетона	γ , г/см^3	E , МэВ			
		1,0	2,0	4,0	6,0

Таблица 6

Линейные коэффициенты ослабления γ-излучения в____, μ_1, см^{-1}					
Материал	γ , г/см^3	E , МэВ			
		1,0	2,0	4,0	6,0

Таблица 7

Интенсивность гамма-излучения за защитой												
E_γ , МэВ	$\dot{H}_{\gamma 0}$, мкЗв/ч	μ_1 , см ⁻¹	μ_2 , см ⁻¹	$\mu_1 \cdot d$	$\mu_2 \cdot x$	$\mu_1 \cdot d + \mu_2 \cdot x$	$e^{-(\mu_1 d + \mu_2 x)}$	$B_1(\mu_1 d)$	$B_2(\mu_1 d)$	$B_2(\mu_1 d + \mu_2 x)$	$B_{\text{гер}}$	$\dot{H}_\gamma(d+x)$, мкЗв/ч
1												
2												
4												
6												
Сумма												

$$\dot{H}_\gamma(d+x) = \text{_____ мкЗв/ч}$$

Суммарная мощность дозы за защитой $\dot{H}_n(d+x) + \dot{H}_\gamma(d+x) = \text{мкЗв/ч}$.

Проверка условия:

$$\dot{H}_n(d+x) + \dot{H}_\gamma(d+x) < \dot{H}_{\text{пр}}$$

Если условие не выполняется, необходимо увеличить толщину бетона и продолжить заполнение таблицы 7.

Если проектная мощность дозы превышает мощность дозы за защитой более 50%, оценить запас по толщине бетона.

6. Выводы

В результате расчетов выбраны следующие параметры защиты:

Толщина тепловой защиты из _____ составляет _____ . Интенсивность излучения за защитой _____ .

Толщина биологической защиты из бетона № _____ выбрана _____ . Мощность дозы за защитой _____ при проектной мощности дозы _____ . Запас по толщине бетона не превышает _____ .

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ ПО ЗАЩИТНЫМ СВОЙСТВАМ БЕТОНОВ [6]

1. РАСЧЕТ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ОТ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

1.1 Дозовые факторы накопления бетонов по отношению к быстрым нейтронам спектра деления

№ Бет.	1	2	3	4	5	6	7	8	9
В	30,8	2,5	2,1	4,3	2,4	1,9	7,5	3,9	2,2

1.2 Длина релаксации быстрых нейтронов спектра деления (см) на разной толщине биологической защиты

№ Бет.	Толщина защиты, м						
	0-0,25	0,25-0,50	0,50-1,0	1,0-1,5	1,5-2,0	2,0-2,5	2,5-3,0
1	8,7	10,7	13,3	15,1	16,6	17,4	17,8
2	7,9	9,6	12,0	14,1	15,0	15,7	16,1
3	7,6	9,3	11,6	13,6	14,4	15,1	15,5
4	7,1	8,7	10,9	12,7	13,6	14,2	14,6
5	6,7	8,2	10,2	11,9	12,7	13,3	13,6
6	6,4	7,9	9,9	11,6	12,3	12,9	13,3
7	6,2	7,8	9,5	11,1	11,9	12,4	12,7
8	5,9	7,3	9,1	10,6	11,3	11,8	12,1
9	5,6	6,9	8,6	10,0	10,6	11,2	11,4

2. РАСЧЕТ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ОТ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

2.1 Линейные коэффициенты ослабления γ -излучения, μ , см^{-1} в бетоне

№ Бет.	γ , $\text{кг}/\text{м}^3$	E_γ , МэВ					
		1	2	3	4	6	8
1, 2, 3	2300	0,156	0,103	0,084	0,073	0,0617	0,0556
4, 5, 6	3200	0,196	0,139	0,118	0,104	0,0952	0,0847
7, 8, 9	4200	0,256	0,182	0,152	0,139	0,125	0,118

2.2 Дозовые факторы накопления γ -излучения для бетонов № 1,2,3

$\mu \cdot d$	E , МэВ			
	1	2	4	6
1	2,1	1,7	1,4	1,3
2	3,5	2,6	2,1	1,6
4	7,0	4,6	3,1	2,4
7	14	8,3	5,0	3,3
10	23	11	6,9	4,3
15	42	19	10	6,0
20	63	27	13	7,6

2.3 Дозовые факторы накопления γ -излучения для бетонов № 4,5,6

$\mu \cdot d$	$E, \text{МэВ}$			
	1	2	4	6
1	2,0	1,6	1,4	1,3
2	3,3	2,5	2,0	1,6
4	6,5	4,4	3,0	2,4
7	12	8,1	5,0	3,4
10	21	10	7,0	4,5
15	37	18	10,1	6,8
20	55	26	13,6	8,5

2.4 Дозовые факторы накопления γ -излучения для бетонов № 7,8,9

$\mu \cdot d$	$E, \text{МэВ}$			
	1	2	4	6
1	1,9	1,7	1,4	1,3
2	3,2	2,5	2,0	1,6
4	5,0	4,4	3,0	2,3
7	11	8,0	5,0	3,4
10	19	11	7,0	4,6
15	33	18	10,5	7,0
20	50	25	14,6	9,5

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1. 2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)». – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009.
2. Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1. 799-99. «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)». – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010.
3. Оценка профессионального облучения от внешних источников ионизирующего излучения. Руководство по безопасности. Серия норм МАГАТЭ по безопасности № RS-G-1.3. Вена.: – Международное Агентство по атомной энергии, 1999. – 93 с.
4. Н.Г.Гусев, Е.Е.Ковалев, В.П.Машкович, А.П.Суворов. Защита от ионизирующих излучений. Т.1. Защита от ионизирующих излучений. 1990.
5. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. – 5-е изд. М.: АП «Столица», 2013.
6. Д.Л.Бродер, Л.Н.Зайцев, М.М.Комочков. Бетон в защите ядерных установок. – М.: –Атомиздат, 1966.
7. Дозиметрия и радиометрия ионизирующих излучений: учеб. пособие / В.А.Бакаев [и др.]. – СПб.: Изд-во Политехн. ун-та, 2014.