

РАБОТА № 4

ДОЗИМЕТРИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

ЦЕЛЬ РАБОТЫ: освоение методов и средств измерения эквивалентной дозы, создаваемой нейтронным излучением, а также экспериментального определения свойств материалов, используемых для защиты от нейтронов.

ВВЕДЕНИЕ

Процессы взаимодействия нейтронов с веществом определяются энергией нейтронов и атомным составом среды.

В практике дозиметрии и защиты с точки зрения регистрации, оценки поглощенной дозы и выбора материала защиты рассматриваются в основном три группы нейтронов: тепловые, промежуточные и быстрые. Преобразование энергии нейтронов происходит в элементарных актах взаимодействия с ядрами атомов поглощающей среды. При этом процессы подразделяются на упругое и неупругое рассеяние, радиационный захват, расщепление ядер с вылетом заряженных частиц (ядерные реакции), деление ядер. Вероятность каждого процесса определяется микроскопическим сечением взаимодействия σ , зависящим от энергии нейтронов, и атомного номера среды Z .

Для БЫСТРЫХ нейтронов наиболее вероятен процесс упругого рассеяния. При каждом столкновении нейтрон теряет часть своей энергии, передавая ее ядру отдачи, и после краткого рассеяния замедляясь до тепловой энергии. Доля энергии, передаваемая ядру отдачи при рассеянии, определяется из закона сохранения энергии и импульса. Чем легче ядра поглощающей среды, тем большую долю энергии теряют нейтроны. Наиболее эффективным замедлителем является водородосодержащая среда.

Для быстрых нейтронов и легких ядер возможен также процесс расщепления с образованием заряженных частиц (α , p , d и т.п.); для ядер элементов, расположенных в середине и конце Периодической системы Д.И. Менделеева, вероятен процесс неупругого рассеяния (n , $n'\gamma$).

Для быстрых нейтронов характерны процессы деления (n,f) на элементах с большим атомным номером (^{237}Np , ^{232}Th , природный уран и его изотопы ^{235}U , ^{238}U и др.).

Для нейтронов ПРОМЕЖУТОЧНЫХ энергий взаимодействие с ядрами может протекать за счет процессов упругого рассеяния (n , n'), которое приводит к замедлению их до тепловых энергий; радиационного захвата (n , γ) и расщепления ядер с испусканием частиц (n , α), (n , p) и т.д. Для нейтронов промежуточных энергий характерно наличие резонансных

максимумов эффективных сечений взаимодействия при определенной энергии нейтронов, при этом $\sigma \sim 1/E$.

Для ТЕПЛОВЫХ нейтронов преобладающим видом взаимодействия является радиационный захват (n, γ); при этом расщепление с вылетом заряженных частиц маловероятно, за исключением четырех случаев: ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$; ${}^{10}\text{B}(n, \alpha){}^7\text{Li}$; ${}^3\text{He}(n, p){}^3\text{H}$ и ${}^{14}\text{N}(n, p){}^{14}\text{C}$.

Для тепловых нейтронов на тяжелых ядрах ${}^{235}\text{U}$ и др. вероятен также процесс деления (n, f). Из рассмотренных процессов взаимодействия можно сделать заключение, что при радиационном захвате, ядерных превращениях с вылетом заряженных частиц и делении ядер энергия нейтрона полностью преобразуется в энергию вторичного излучения; в процессах неупругого и упругого рассеяния только часть энергии первичного нейтрона преобразуется в энергию вторичного излучения. Образующиеся заряженные частицы, ядра отдачи и продукты деления легко поглощаются средой и обуславливают радиационные эффекты в облучаемой среде.

Процессы формирования дозы от нейтронов и гамма-квантов принципиально отличаются. В случае гамма-излучения вторичное излучение состоит из частиц одного типа (электронов и позитронов), а поглощающие способности вещества однозначно определяются эффективным атомным номером- $Z_{\text{эф}}$. Равенство $Z_{\text{эф}}$ обеспечивает равенство поглощенных энергий в веществе с различным атомным составом. Это позволяет по Керме (или экспозиционной дозе), измеренной в воздухе, определять дозу в других средах. В случае нейтронного излучения обязательным условием, обеспечивающим равенство поглощенных энергий в различных средах, является их одинаковый изотопный состав.

Нейтронное излучение обычно характеризуется плотностью потока нейтронов и их энергией. Радиационный эффект нейтронов в каком-либо веществе определяется поглощенной дозой, измеряемой в Грехах или в радах.

При данной плотности потока и энергии нейтронов поглощенная доза определяется изотопным составом вещества. В частности, величина поглощенной дозы в биологической ткани (часто называют тканевой дозой нейтронов) определяется процессами взаимодействия нейтронов с атомами ткани. Основными элементами, входящими в состав биологической ткани являются водород, углерод, кислород и азот.

При формировании дозы от ТЕПЛОВЫХ нейтронов наибольшее значение имеют два процесса, протекающие при их взаимодействии с элементами ткани: радиационный захват ${}^1\text{H}(n, \gamma){}^2\text{H}$ и реакция ${}^{14}\text{N}(n, p){}^{14}\text{C}$.

Радиационный эффект (доза) обусловлен поглощением в ткани гамма-квантов с энергией 2,23 МэВ (от первого процесса) и протонов с энергией 0,62 МэВ (от второй реакции).

При больших дозах облучения заметной становится активация элементов, входящих в состав ткани, в первую очередь, натрия и серы.

ПРОМЕЖУТОЧНЫЕ и БЫСТРЫЕ НЕЙТРОНЫ передают свою энергию ткани в процессе упругого рассеяния главным образом на ядрах водорода, частично на ядрах углерода, азота, кислорода. Замедляясь до тепловых скоростей, часть нейтронов поглощается тканью. Для быстрых нейтронов вклад в поглощенную дозу от протонов отдачи составляет 70-80 % всей поглощенной энергии быстрых нейтронов; вклад от ядер отдачи углерода, азота, кислорода примерно одинаков и составляет ~10%; вклад от продуктов взаимодействия с образующимися тепловыми нейтронами ~10%.

Максимальная по глубине фантома тканевая доза (Д), создаваемая единичным флюенсом моноэнергетических нейтронов, положена в основу нормирования доз и представлена на рис.6.1 (кривая 1).

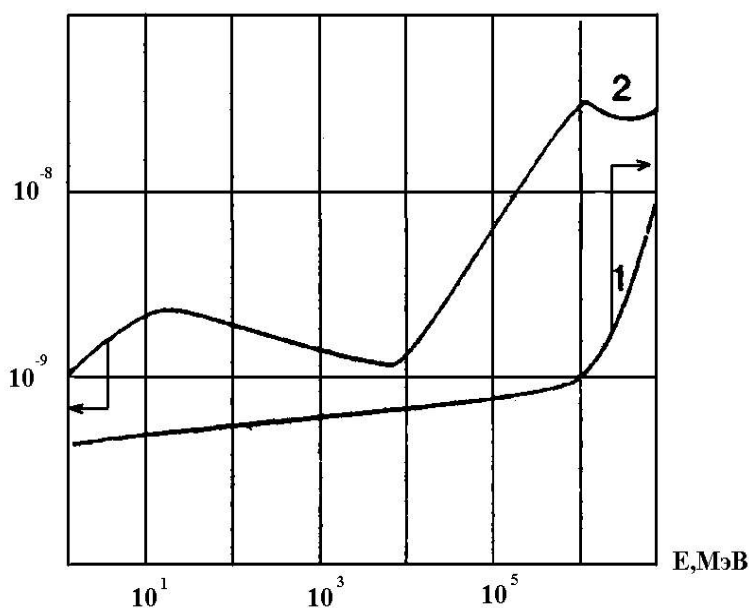


Рис.6.1. Энергетическая зависимость максимальной по глубине фантома тканевой (1) и эквивалентной (2) доз единичного флюенса нейтронов

В случае биологической ткани поглощенная доза не определяет в полной мере реакцию облучаемого объекта на воздействие излучения. Биологическое воздействие ионизирующего излучения пропорционально не только поглощенной энергии, но и линейной потере энергии (ЛПЭ) ионизирующих частиц, которая характеризует степень “повреждения” биологическо-

го объекта различными частицами. Для сравнения биологических эффектов различных видов излучения служит понятие КОЭФФИЦИЕНТА КАЧЕСТВА ИЗЛУЧЕНИЯ (К).

За эталон биологического действия ионизирующего излучения берут радиационное воздействие фотонного излучения ($E=200$ кэВ) с линейной потерей энергии равной 3,5 кэВ на 1 мкм пути в воде. Для этого вида излучения $K=1$. Радиационное воздействие других видов излучения сравнивается с радиационным воздействием этого излучения. Если ЛПЭ частиц не выше указанного ЛПЭ, то К также принимают равным единице. Так коэффициенты качества для нейтронов в зависимости от их энергии меняют свое значение от 5 до 20. В НРБ-99 вместо коэффициентов качества введены взвешивающие коэффициенты вида излучения w_R , имеющие те же значения. Поэтому, для нахождения эквивалентной дозы Н любого вида излучения необходимо поглощенную дозу умножить на соответствующий взвешивающий коэффициент:

$$H = \sum_R w_R \cdot D_{tR}$$

где индекс R относится к определенному виду излучения. В случае нейтронного излучения, когда спектр нейтронов известен, эквивалентная доза вычисляется умножением тканевой дозы на взвешивающий коэффициент для нейтронов каждой энергетической группы. Когда спектр нейтронов неизвестен, для простоты можно тканевую дозу от всех нейтронов умножить на $w_R=20$ и получить верхнюю границу эквивалентной дозы.

Кривая 2 (рис.6.1) показывает зависимость максимальной эквивалентной дозы от энергии нейтронов в поле единичного флюенса. Кривые 1 и 2 характеризуют энергетическую зависимость тканевой и эквивалентной доз единичного флюенса нейтронов и используются на практике для градуировки дозиметров.

Эквивалентная доза измеряется в зивертах (Зв). Зиверт – единица измерения эквивалентной дозы любого вида излучения, создающей в биологической ткани такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 Гр образцового рентгеновского или γ - излучения. Внесистемная единица измерения эквивалентной дозы - бэр (биологический эквивалент рада, $1\text{Зв} = 100\text{бэр}$).

Нейтронное излучение обычно сопровождается интенсивным гамма -фоном. Поэтому при дозиметрии смешанного $n - \gamma$ - излучения требуется отдельное измерение нейтронной и гамма-компонент. Их разделение - одна из основных проблем в дозиметрии нейтронов. При оценке характеристик того или иного детектора нейтронов прежде всего рассматривают вопрос о чувствительности детектора к гамма- фону и возможности его дискриминации.

В настоящее время нет хороших дозиметров нейтронов, которые могли бы быть использованы для измерения потока нейтронов и в то же время обладать достаточно низкой чувствительностью к гамма- фону. Удовлетворить этому требованию удастся в какой-то степени за счет использования составных детекторов и различного рода вспомогательных радиотехнических или оптических устройств. Наибольшее распространение получили ионизационные и сцинтилляционные методы детектирования.

Дозиметры нейтронов можно по их НАЗНАЧЕНИЮ подразделить на 4 группы: дозиметры быстрых, промежуточных, медленных (тепловых) нейтронов и “всеволновые” дозиметры (измеряют весь энергетический спектр нейтронов). По ПРИНЦИПУ ДЕЙСТВИЯ можно подразделить дозиметры на регистрирующие протоны отдачи, их число и суммарную энергию (для быстрых нейтронов); использующие ядерные превращения (для тепловых нейтронов) и на дозиметры с замедлителем (для промежуточных нейтронов).

В основе сцинтилляционного метода лежит ФЭУ световой вспышки, появившейся в результате конверсии энергии нейтронов, поглощенной в сцинтилляторе. Чаще всего используют детекторы, чувствительные только к определенной группе энергий нейтронов (КРАН - 1). Для регистрации БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ применяют дисперсный сцинтиллятор на основе порошка $ZnS (Ag)$, диспергированного в органическое стекло (плексиглас, полистирол). При упругом рассеянии нейтронов на водороде появляются протоны отдачи, которые поглощаются в сцинтилляторе $ZnS (Ag)$, что приводит к появлению сцинтилляции в этом материале.

Для регистрации ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ используют сцинтилляторы, состоящие из смеси $ZnS (Ag)$ и борной кислоты. При взаимодействии нейтронов с ядрами бора появляются α -частицы, которые поглощаются $ZnS (Ag)$, и возникает сцинтилляция.

При регистрации ПРОМЕЖУТОЧНЫХ НЕЙТРОНОВ сцинтиллятор тепловых нейтронов окружают водородосодержащим веществом определенной толщины, в котором происходит замедление промежуточных нейтронов до тепловых. В дальнейшем идет процесс регистрации, описанный для тепловых нейтронов.

Учитывая, что пробег электронов, рожденных фотонами, существенно превышает размер зерна $ZnS(Ag)$ и они теряют в нем малую долю энергии, световая вспышка от электронов оказывается менее интенсивной, чем от протонов отдачи и α -частиц. Это позволяет дискриминировать сигналы от сопутствующего нейтронам γ - фона.

В основе ионизационного метода лежит процесс регистрации импульсов, образовавшихся вследствие ионизации газа заряженными частицами, появившимися в результате конверсии нейтронов на водороде (быстрые нейтроны) или при взаимодействии тепловых ней-

тронов с ядрами $^{10}_5\text{B}$ или ^6_3Li . На ПРИНЦИПЕ ЗАМЕДЛЕНИЯ построены “всеволновые” детекторы нейтронов, использующие сцинтилляционный (РУС-4,8; МКС-01Р) или ионизационный (пропорциональные счетчики -УДБН-02Р) методы.

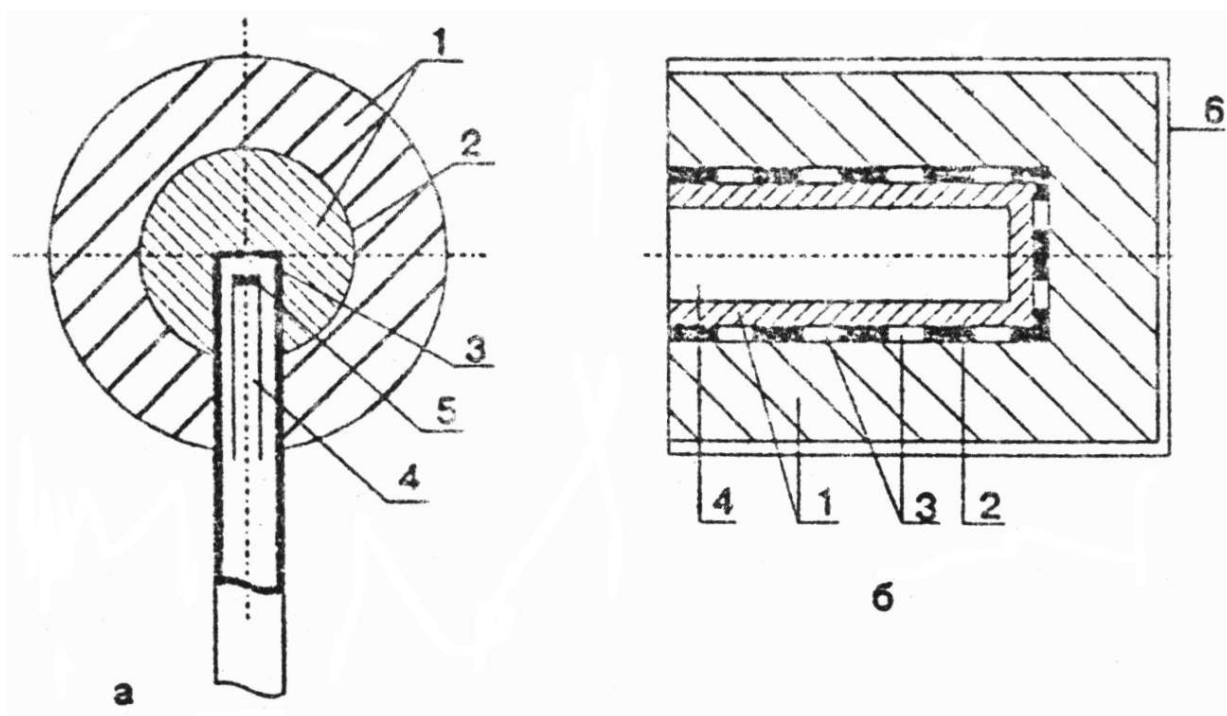


Рис.6.2. Схематическое изображение детекторов МКС-01Р (а) и УДБН-02Р (б)

В качестве замедлителя используются два слоя разной толщины водородосодержащих веществ (1), отличающихся друг от друга геометрией (шар или цилиндр), размерами и степенью приближения к зависимости эквивалентной дозы от энергии нейтронов. Замедление быстрых нейтронов до промежуточных происходит в наружном слое, а промежуточных до тепловых - во внутреннем слое.

В МКС-01Р слой кадмия (2) служит для поглощения тепловых нейтронов. На рис.6.2, а датчик представлен в полной комплектации и регистрирует суммарную эквивалентную дозу от промежуточных и быстрых нейтронов. Для регистрации тепловых нейтронов алюминиевый стакан (3), в котором расположены ФЭУ (4) и сцинтилляционный детектор “ZnS(Ag) с борной кислотой” (5), освобождается от замедлителя.

В УДБН-02Р между слоями замедлителей расположен полиэтиленовый слой с примесями бора (2), по всей длине которого просверлены отверстия (3). В этом случае происходит частичное поглощение тепловых нейтронов для уравнивания эффективности регистрации нейтронов всех энергетических групп; часть тепловых нейтронов проходит через отверстия. Регистрация осуществляется борным пропорциональным счетчиком СНМ-42 (4).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

Экспериментальная установка состоит из Pu-Be источника нейтронов, помещенного на дно канала контейнера (контейнер заполнен парафином - радиус 40 см, высота канала 27 см)); 2 цилиндрических замедлителей из парафина высотой 10 и 20 см; кадмиевого листа; набора пластин-замедлителей (Al, Pb, сталь, плексиглас, бетон); всеволнового детектора нейтронов типа УДБН-02Р и пересчетного прибора ПСО-2.

В работе используется радиоизотопный плутоний-берилиевый источник. Его мощность 10^8 нейтрон/с, период полураспада- 24060 лет, выход нейтронов ν - $1,7 \cdot 10^6$ нейтр/(с · Ки), число испускаемых γ - квантов на 1 нейтрон –1, средняя энергия нейтронов -4,5 МэВ, максимальная энергия нейтронов - 10,74 МэВ.

Проходя через вещество, поток нейтронов вследствие взаимодействия с веществом будет ослабляться.

Плотность потока нейтронов моноэнергетического точечного изотропного источника мощностью S_0 после прохождения слоя вещества (защиты) толщиной d , когда источник и детектор находятся на противоположных сторонах защиты, можно определить из соотношения

$$\varphi(d) = S_0 f / 4\pi d^2 \exp\left(-\sum_{i=1}^m \Delta d_i / L_i\right), \quad (6.1)$$

где S_0 – мощность источника; L - длина релаксации нейтронов, см; f – коэффициент, учитывающий отклонение от экспоненциального закона ослабления.

Приближенно можно считать, что сечение выведения и длина релаксации связаны соотношением: $\Sigma = 1/L$.

ЗАДАНИЕ 1. Экспериментальное исследование защитных свойств материалов для нейтронов различных энергетических групп, определение длины релаксации.

Порядок выполнения задания.

1. Изучить принцип регистрации нейтронов УДБН-02Р.
2. Установить датчик УДБН-02Р над каналом контейнера.
3. Моделируя потоки нейтронов различных энергетических групп с помощью парафиновых пробок и кадмиевого листа, провести измерения скорости счета импульсов, регистрируемых детектором:

- канал контейнера свободен от парафиновой пробки и Cd- листа: весь спектр нейтронов источника;

- парафиновая пробка $d=20$ см в канале: медленные нейтроны;

- парафиновая пробка $d=10$ см и Cd-лист: промежуточные нейтроны;

- Cd-лист: быстрые нейтроны;

- парафиновая пробка $d=20$ см и Cd-лист: фоновое излучение (источник находится в положении “хранение”).

Число измерений в каждой геометрии $n=3$, время одного замера $t=100$ с.

Из полученных значений скорости счета сделать:

а) качественный вывод о защитных свойствах парафина и кадмия;

б) оценить долю нейтронов разных энергий используемого Pu-Be- источника, представив результаты в виде диаграммы.

4. Моделируя с помощью парафиновых пробок и Cd-листа потоки медленных, промежуточных и быстрых нейтронов, измерить значения скорости счета при различных толщинах материалов - поглотителей, указанных преподавателем. Для этого над каналом контейнера устанавливаются поочередно пластины поглотителя до максимально возможной толщины ($i=5-7$). Число измерений скорости счета импульсов с использованием каждой пластины $n=3$, время одного замера $t=100$ с. В расчетах использовать усредненные значения скорости счета для каждой пластины.

5. Для каждой энергетической группы нейтронов и каждого материала-поглотителя на основании экспериментально полученных данных определить значения макроскопического сечения Σ и длины релаксации L .

Сравнить экспериментальные значения Σ и L со справочными величинами, рассчитать и объяснить погрешность измерений.

Сделать выводы о защитных свойствах материалов поглотителей.

Результаты измерений свести в таблицу.

Задание 2. Измерения и расчеты мощности эквивалентной дозы

Порядок выполнения задания.

1. Провести измерения скорости счета импульсов от интегрального спектра нейтронов Pu-Be- источника (канал свободен от пробок и Cd-листа) детектором УДБН-02Р, который устанавливают по центру над каналом контейнера. Число измерений $n=3$, время одного замера $t=100$ с. Определить среднюю скорость счета $\bar{\phi}$.

2. Используя градуировочный для данного детектора коэффициент $r = (4 \pm 1) 10^8$ [Зв⁻¹], определить мощность эквивалентной дозы dH/dt , создаваемую нейтронами Pu-Be- источника на расстоянии $R=70$ см (расстояние от источника до средней части детектора УДБН-02Р):

$$dH/dt = \bar{\phi} / r, \quad [\text{Зв/с}]. \quad (6.2)$$

3. Рассчитать мощность эквивалентной дозы dH/dt создаваемую нейтронами Pu-Be- источника на расстоянии $R=70$ см. Для этого определить плотность потока нейтронов по формуле

$$\phi = \frac{W}{4\pi \cdot R^2}, \quad [\text{нейтр / см}^2 \cdot \text{с}]. \quad (6.3)$$

Затем полученное значение ϕ умножить на коэффициент перевода плотности потока быстрых нейтронов в мощность эквивалентной дозы $\eta = 39 \cdot 10^{-11}$ Зв $\cdot$ см² / нейтрон. Тогда

$$dH/dt = \phi \eta, \quad [\text{Зв / с}]. \quad (6.4)$$

4. Сравнить экспериментальное и расчетное значения мощности эквивалентной дозы. Объяснить отличие их значений.

Содержание отчета

1. Название и цель работы.
2. Блок –схема экспериментальной установки.
3. Таблицы результатов измерений.
4. Графики ослабления плотности потоков нейтронов (скорости счета импульсов).
5. Диаграмма энергетического состава нейтронов используемого Pu-Be источника.
6. Расчет длины релаксации, сравнение экспериментальных и справочных данных, определение погрешности измерений.
7. Расчет мощности эквивалентной дозы, сравнение экспериментальных и расчетных данных, определение погрешности измерений.
8. Аргументированные выводы по работе с анализом экспериментальных данных.

Отчет должен быть оформлен в соответствии с общими установленными правилами, сдается один на бригаду, защищается каждым членом бригады.