

К ВОПРОСУ ЗАЩИТЫ ОТ ВРЕДНЫХ ФАКТОРОВ, СОПУТСТВУЮЩИХ ЧРЕЗВЫЧАЙНЫМ СИТУАЦИЯМ

**А.Ю. Лабинский, кандидат технических наук, доцент.
Санкт-Петербургский университет ГПС МЧС России**

Рассмотрены некоторые особенности расчета биологической защиты личного состава МЧС России от внешнего облучения, возникающего при проведении аварийно-спасательных работ в условиях воздействия ионизирующих излучений. Рассмотрены допустимые уровни облучения, взаимодействие излучения с веществом защиты и основные положения расчета биологической защиты от нейтронного и гамма-излучения.

Ключевые слова: нейтронное излучение, гамма-излучение, предельно допустимая доза, биологическая защита

THE PROBLEM OF PROTECTION FROM DANGEROUS EMERCOM FACTORS

A.Yu. Labinskiy.
Saint-Petersburg university of State fire service of EMERCOM of Russia

In the article some features of calculation of biological protection of personnel of EMERCOM of Russia from the external irradiation arising at carrying out rescue works in the conditions of influence of ionizing radiations are considered. The admissible levels of irradiation, interaction of radiation with substance of protection and the basic provisions of calculation of biological protection against neutron and gamma radiation are considered.

Keywords: neutron radiation, gamma radiation, maximum permissible dose, biological protection

Чрезвычайные ситуации, связанные с радиационно-опасными объектами, ядерными материалами, радиоактивными веществами и отходами, а также источниками ионизирующих излучений представляют собой одну из наиболее серьезных угроз национальной безопасности и социально-экономическому развитию страны вследствие их особой разрушительной силы и долговременных негативных последствий [1].

В процессе ликвидации последствий аварийных ситуаций на объектах, имеющих источники радиоактивного излучения, могут испускаться излучения различного вида [2]: протоны, α - и β -частицы, нейтроны и γ -излучение. Общим свойством всех ядерных излучений является способность при прохождении через вещество превращать его атомы из электрически нейтральных в ионизированные, то есть в электрически заряженные атомы.

При проектировании биологической защиты (БЗ) приходится иметь дело главным образом с нейтронами и γ -излучением, так как эти виды излучения наиболее проникающие [3]. Протоны, α - и β -частицы представляют потенциальную опасность при внутреннем облучении, возникающем в результате вдыхания и заглатывания радиоактивных веществ.

Источниками проникающей радиации могут быть не только сами источники радиоактивного излучения, но и конструкционные материалы источника и защиты, а также воздух вблизи источника. При расчете БЗ нужно знать место образования излучения, энергетический спектр частиц и интенсивность (мощность) источника излучения [3].

Под влиянием нейтронов конструкционные материалы источника и БЗ приобретают наведенную активность. Образующиеся при этом изотопы являются источниками β -частиц, нейтронов и γ -излучения. Воздух, находящийся вблизи источника, приобретает наведенную β - и γ -активность и является особо опасным радиоактивным источником при внутреннем облучении.

Допустимые уровни облучения

Степень биологической опасности ядерных излучений зависит от энергии, освобождаемой в ткани в результате ионизации. Доза облучения определяется через энергию излучения, поглощенную единицей массы облучаемой среды. В качестве единицы дозы используется рад, равный 100 эрг/г. Из-за различного химического состава воздуха и биологической ткани энергетический эквивалент рентгена для биологической ткани составляет 90–95 эрг/г. Единицей дозы рентгеновского или γ -излучения служит рентген [4].

Так как степень поражения живой ткани зависит не только от количества поглощенной энергии, но также от пространственного распределения энергии, то на практике используется биологический эквивалент рентгена (бэр) – 1 бэр есть количество энергии любого вида излучения, биологическое действие которого эквивалентно 1 рентгену γ -излучения. Мощность дозы измеряется в мрад/час, мбэр/час или мр/сек [4].

Полная доза для профессионального облучения не должна превышать $5 \cdot (T-18)$ бэр, где T – возраст человека в годах. При этом суммарная доза к 30 годам не должна превышать 60 бэр. Облучение для обычного населения не должно превышать 0,05 бэр в год. В воде открытых водоемов предельно допустимая концентрация радиоактивных изотопов установлена в $3 \cdot 10^{-11}$ кюри/литр.

При расчете БЗ нужно учитывать все виды внешнего и внутреннего облучения. Мощность дозы естественного радиоактивного фона в зависимости от местности составляет 0,003 – 0,025 мр/час.

Санитарными правилами работы с радиоактивными веществами и с источниками ионизирующих излучений [4] установлены предельно допустимые дозы (ПДД) облучения. При расчете БЗ необходимо знать потоки частиц, соответствующие одной предельно допустимой дозе. Так как количество поглощенной энергии и ее пространственное распределение зависят от вида излучения и энергии частиц, то для создания одной и той же дозы облучения требуются потоки частиц различной величины [5].

Доза быстрых нейтронов пропорциональна потоку частиц, а доза γ -лучей пропорциональна потоку энергии. Действие радиации часто выражают не в биологических эквивалентах рентгена, а непосредственно в количестве ПДД при непрерывном облучении [6], то есть:

$$D_{\gamma} = \Phi_{\gamma} / \Phi_{\gamma}^{\text{ПДД}} [\text{ПДД}] \text{ и } D_n = \Phi_n / \Phi_n^{\text{ПДД}} [\text{ПДД}],$$

где Φ_{γ} и Φ_n – потоки нейтронов и гамма-излучения [частиц/см²/сек].

Предельно допустимые потоки нейтронного и гамма-излучения, соответствующие 1 ПДД для энергии нейтронов 10 Мэв и гамма-квантов 7 Мэв равны: $\Phi_n^{\text{ПДД}} = 15$ [частиц/см²/сек] и $\Phi_{\gamma}^{\text{ПДД}} = 272$ [γ -квант/см²/сек]. С уменьшением энергии частиц значения предельно допустимых потоков увеличиваются [6]:

- для нейтронов энергией 0,5 Мэв $\Phi_n^{\text{ПДД}} = 25$ [частиц/см²/сек];
- для нейтронов энергией 0,02 Мэв $\Phi_n^{\text{ПДД}} = 230$ [частиц/см²/сек];
- для гамма-квантов энергией 5 Мэв $\Phi_{\gamma}^{\text{ПДД}} = 350$ [γ -квант/см²/сек];
- для гамма-квантов энергией 2,5 Мэв $\Phi_{\gamma}^{\text{ПДД}} = 575$ [γ -квант/см²/сек].

При расчете биологической защиты нужно учитывать все виды внешнего и внутреннего облучений. Суммарная доза от всех видов облучения не должна превосходить одной ПДД.

Биологическая защита

Материалы БЗ должны хорошо поглощать нейтроны и γ -кванты. Однако ни один из материалов не может быть одновременно эффективным для ослабления и нейтронов и γ -квантов. Поэтому БЗ должна состоять из легких (упругое рассеяние нейтронов) и тяжелых (неупругое рассеяние нейтронов и поглощение γ -квантов) материалов. Материалы БЗ должны иметь высокую стойкость к тепловому и радиационному воздействию,

устойчивость против коррозии, огнестойкость, нетоксичность, хорошие механические свойства, доступность и технологичность [6].

В качестве материалов БЗ используются вода, бетоны, органические вещества, графит, гидриды металлов, сталь и свинец. Вода содержит много атомов водорода, поэтому интенсивно замедляет нейтроны. Бетон защищает от γ -излучения и нейтронов. Парафин, пластмассы, резина содержат много атомов водорода и являются более эффективной защитой от нейтронов, чем вода. Графит по конструктивным и температурным свойствам может заменять воду и полиэтилен. Гидриды металлов хорошо защищают от нейтронов и γ -излучения. Однако они при высокой температуре выделяют водород. Свинец является лучшим защитным материалом от γ -излучения. Однако в толстых слоях свинца могут накапливаться γ -кванты с энергией около 3 Мэв. Сталь более эффективна, чем свинец, при защите от быстрых нейтронов. Однако она под влиянием нейтронного потока активируется, особенно если содержит марганец и кобальт.

Расчет БЗ сводится к определению потоков излучения на внешней поверхности защиты. Необходимая толщина и состав БЗ в различных направлениях определяются методом последовательных приближений. За счет поглощения радиоактивного излучения имеет место существенное тепловыделение в элементах БЗ. Учет распределения тепловыделения по толщине БЗ позволяет обеспечить охлаждение защитных экранов и тепловую стойкость конструкции.

Все виды взаимодействия нейтронов с веществом при расчете БЗ делят на две группы: рассеяние и поглощение. При рассеянии нейтрон изменяет энергию и направление движения.

Гамма-излучение при движении через компоненты БЗ вступает в различные процессы взаимодействия, однако при расчете БЗ можно учитывать только три процесса: фотоэлектрический эффект, эффект комптоновского рассеяния и образование пар. При фотоэлектрическом эффекте γ -квант поглощается с выделением слабого рентгеновского излучения. Комтоновское рассеяние происходит при энергии γ -квантов более 1 Мэв. При образовании пар электрон-позитрон возникает слабое вторичное рентгеновское излучение, которое при расчете БЗ можно не учитывать.

Экспоненциальный закон ослабления излучения [6] справедлив только для узкого пучка частиц, который характерен только для лабораторных условий и на практике не встречается. Расчет БЗ по чисто экспоненциальному закону для широких пучков частиц, которые участвуют в процессах многократного рассеяния, приводит к заниженной оценке суммарного эффекта излучения за защитой. Для учета эффекта многократного рассеяния используют фактор накопления V . В соответствии с характером воздействия излучения на биологические ткани и конструкционные материалы различают дозовый V_d и энергетический V_e факторы накопления. Дозовый фактор накопления V_d используется при расчете дозы облучения и равен отношению дозы от полного потока излучения к дозе от нерассеянного излучения.

Закон ослабления потока γ -квантов в БЗ может быть представлен в следующем виде [6]:

$$\Phi = \Phi_0 V_d e^{-\mu x},$$

Φ_0 – исходный поток γ -квантов, Φ – поток γ -квантов за БЗ, V_d – дозовый фактор накопления, μ – линейный коэффициент ослабления γ -излучения [см^{-1}], x – толщина слоя вещества БЗ [см]. Величина фактора накопления V_d зависит от энергии излучения, свойств и толщины материала БЗ. Зависимость дозового фактора накопления от свойств, толщины материала и энергии частиц для железа [6] представлена на рис. 1.

Обычно БЗ состоит из чередующихся слоев тяжелых и легких веществ. В этом случае фактор накопления V_d зависит как от толщины каждого слоя, так и от порядка расположения слоев. Если, например, БЗ состоит из чередующихся слоев тяжелого и легкого веществ, то результирующий фактор накопления равен произведению факторов накопления для каждого слоя: $V_d = \prod V_{dj}$. Для обратного расположения слоев легкого и тяжелого

компонентов БЗ суммарный фактор накопления будет меньше вычисленного по формуле $V_d = \Pi V_{dj}$.

Источники излучения могут иметь сложную форму. Поэтому источник любой сложной формы в расчете БЗ представляется в виде совокупности источников простой формы (точечный, плоский, сферический). Для многослойной защиты с толщинами слоев x_j и линейными коэффициентами ослабления излучения μ_j ослабление потока излучения за БЗ будет пропорционально e^{-b} , где $b = \sum x_j \mu_j$.

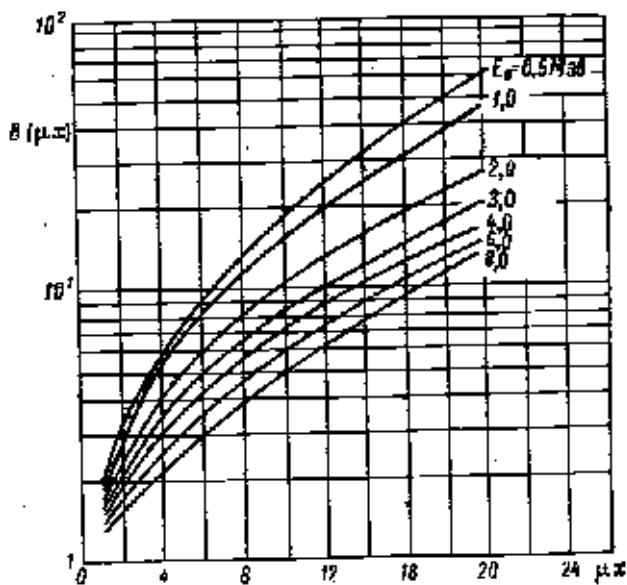


Рис. 1. Дозовый фактор накопления для железа

Схема БЗ от точечного источника излучения [6] представлена на рис. 2.

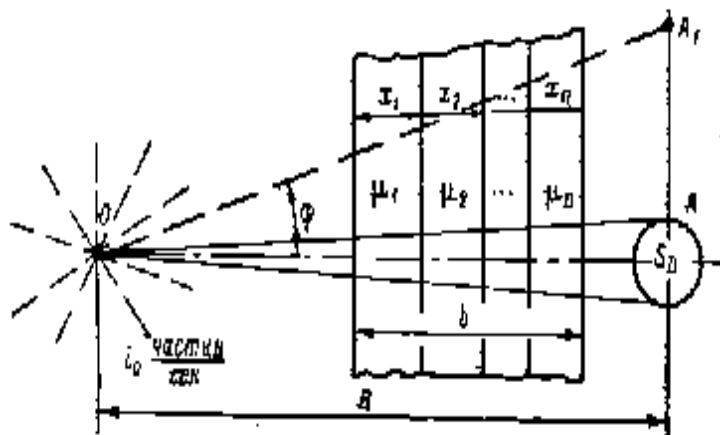


Рис. 2. Излучение точечного источника

Здесь S_D – детектор излучения. Расчет БЗ сводится к определению потоков нейтронов, первичного и вторичного γ -излучения на внешней поверхности БЗ. Исходные данные для расчетов БЗ следующие:

- потоки нейтронов и γ -излучения от источника излучения;
- форма и размеры источника радиоактивного излучения;
- толщина и состав конструкционного материала источника радиоактивного излучения.

Необходимые толщина и состав материалов БЗ в различных направлениях определяются методом последовательных приближений. Сначала выбирают толщину и состав

материалов БЗ. Далее по известной толщине и составу материалов отдельных слоев БЗ рассчитывают потоки нейтронов, первичного и вторичного γ -излучения за БЗ. Если полученные значения потоков за БЗ не удовлетворяют нормам радиационной безопасности, то необходимо внести соответствующие изменения по толщине и составу материалов отдельных слоев БЗ и повторить расчет. В расчете используются приведенные ранее зависимости:

- ПДД от нейтронов за БЗ: $D_n = \Phi_n / \Phi_n^{\text{ПДД}}$ [ПДД];
- ПДД от γ -излучения за БЗ: $D_\gamma = \Phi_\gamma / \Phi_\gamma^{\text{ПДД}}$ [ПДД].

Суммарная доза за БЗ составляет: $D_\Sigma = D_n + D_\gamma$.

Тепловыделение в элементах конструкции источника радиоактивного излучения и слоях БЗ обусловлено процессами поглощения первичного и вторичного γ -излучения, испускаемого в результате захвата нейтронов в БЗ, и процессом передачи кинетической энергии нейтронов в результате их замедления в материалах БЗ.

Тепловыделение от первичного γ -излучения зависит от состава материалов БЗ. Полное тепловыделение от первичного γ -излучения можно определить по формуле [6]:

$$Q_\gamma = 1,6 \cdot 10^{-13} \cdot \sum_{i=1}^m \mu_\gamma \cdot E_\gamma \cdot V_\gamma \cdot \Phi_\gamma \text{ [Вт/см}^3\text{]},$$

где константа $1,6 \cdot 10^{-13}$ является переводным коэффициентом Мэв/сек в Вт; m – число выбранных энергетических групп γ -квантов; μ_γ – линейный коэффициент поглощения энергии γ -квантов в материале БЗ; E_γ – энергия γ -квантов; V_γ – энергетический фактор накопления; Φ_γ – поток γ -квантов. Если энергия γ -квантов существенно различается, то для повышения точности расчета он производится для каждой выбранной энергетической группы и результаты суммируются.

Энергетический фактор накопления V_γ равен отношению полного потока поглощенной энергии излучения к нерассеянной его части. Зависимость энергетического фактора накопления от свойств, толщины материала и энергии частиц для железа [6] представлена на рис. 3.

Тепловыделение от вторичного γ -излучения можно определить по формуле:

$$Q_{\gamma\text{вт}} = 1,6 \cdot 10^{-13} \cdot \mu_\gamma \cdot E_{\gamma\text{вт}} \cdot V_{\gamma\text{вт}} \cdot \Phi_{\gamma\text{вт}} \text{ [Вт/см}^3\text{]}.$$

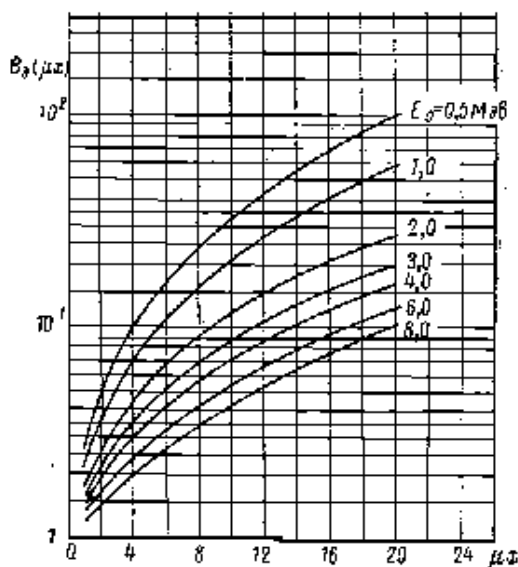


Рис. 3. Энергетический фактор накопления для железа

Тепловыделение от замедления нейтронов в материале БЗ можно определить по формуле:

$$Q_n = 1,6 \cdot 10^{-13} \cdot \sum_{i=1}^k S_n \cdot E_n \cdot \Phi_n [\text{Вт/см}^3],$$

где k – число выбранных энергетических групп нейтронов; S_n – макроскопическое сечение рассеяния нейтронов в слоях БЗ. Если энергия нейтронов существенно различается, то для повышения точности расчета он производится для каждой выбранной энергетической группы и результаты суммируются.

Полное тепловыделение в единице объема БЗ может быть определено по формуле:

$$Q_{\Sigma} = Q_{\gamma} + Q_{\text{увт}} + Q_n.$$

По приведенным формулам можно найти распределение тепловыделения по толщине БЗ, что позволяет обеспечить необходимое охлаждение БЗ.

Чрезвычайные ситуации радиационного характера имеют особую разрушительную силу и долговременные негативные последствия. Для ликвидации указанных чрезвычайных ситуаций важно обеспечить эффективную работу личного состава МЧС России в условиях воздействия ионизирующих излучений. Поэтому разработка методов расчета биологической защиты личного состава МЧС России от внешнего облучения имеет большое практическое значение. Представленные методы расчета БЗ могут служить основой для разработки алгоритма расчета БЗ, реализованного в виде программы для ЭВМ. Программа расчета БЗ позволит производить оперативные расчеты параметров БЗ.

Литература

1. Надежность технических систем и техногенный риск: учеб. / В.С. Артамонов [и др.]. СПб.: С.-Петербург. ун-т ГПС МЧС России, 2007.
2. Малышев В.А. Защита от ионизирующих излучений. М.: Воениздат, 2013.
3. Грачев Н.Н., Мырова Л.О. Защита человека от опасных излучений. М.: Бином, 2005.
4. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009 // ЭЛЕКТРОННЫЙ ФОНД правовой и нормативно-технической документации. URL: <http://www.docs.cntd.ru> (дата обращения: 14.11.2017).
5. Горбунов С.В., Мартьянов С.А., Ермаков С.И. Методические основы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций радиационного характера. М.: Акад. ГПС МЧС России, 2010.
6. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: справочник. М.: Энергоатомиздат, 1995.

