

Важно учитывать критерий «эффективность-стоимость» при выборе варианта СФЗ. Если система будет рассчитана на более слабую потенциальную угрозу, то надлежащая защита не будет обеспечена. Если же СФЗ будет избыточна по составу, то это чревато излишними капитальными и эксплуатационными затратами.

Определение эффективности применения устройства можно произвести на основе расчета интегрального показателя эффективности научного исследования. Его нахождение связано с определением двух средневзвешенных величин: финансовой эффективности и ресурсоэффективности. Их сравнение позволяет определить и выбрать более эффективный вариант решения поставленной задачи с позиции финансовой и ресурсной эффективности.

Предлагаемый анализ конкурентных технических решений с позиции экономической эффективности позволяет провести оценку сравнительной стоимости СФЗ и определить направления для оптимизации ее структуры.

## РАСЧЕТ ЗАЩИТЫ ОТ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Е.В. Артемов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: [evgeniy1.artemov@gmail.com](mailto:evgeniy1.artemov@gmail.com)

Использование свойств нейтронного излучения получило обширное применение в различных областях промышленности и науки. Но при этом нейтронное излучение является угрозой для жизни и здоровья человека, в связи с этим возникает потребность в использовании защиты от нейтронного излучения, при этом необходимо учитывать особенности нейтронного излучения, так как его проникающая способность выше, чем у любого другого ионизирующего излучения.

Целью данной работы является расчет необходимой защиты от нейтронного излучения источника ИБН-10 и проектирование конструкции защиты. Источник применяется для радиоизотопных приборов, в качестве образцовых средств измерений, а также для экспериментальных работ. Источник нейтронов ИБН-10 состоит из двойной капсулы, изготовленной из коррозионностойкой стали, с активной частью в виде таблетки из интерметаллического соединения диоксида плутония с порошком бериллия. Измеренное значение потока быстрых нейтронов от источника в телесный угол  $4\pi - 1,01 \cdot 10^7$  нейтр./см<sup>2</sup>с. Средняя энергия нейтронов 4,5 МэВ.

В качестве защитного материала используются блоки из чистого полиэтилена. Используется полиэтилен высокой чистоты так, что он не будет содержать элементов, которые могли бы активировать нейтроны, поверхность блоков из полиэтилена гидрофобна, в случае загрязнения ее можно очистить.

Расчет защиты производился методом решения стационарного уравнения диффузии с использованием 26 групповой системы констант:

$$D_i \Delta \Phi_i(r) - \sum_a^i \Phi_i(r) - \sum_s^i \Phi_i(r) + \sum_{k=1}^{i-1} \sum \Sigma^{k \rightarrow i} + S = 0$$

где  $D_i$  - коэффициент диффузии нейтронов  $i$ -ой группы;  $\Phi_i(r)$  - поток нейтронов в  $i$ -ой группе;  $\sum_a^i$  - макроскопическое сечение поглощения нейтронов  $i$ -ой группы;  $\sum_s^i$  - макроскопическое сечение увода

нейтронов из  $i$ -ой группы;  $\sum^{k \rightarrow i}$  - макроскопическое сечение прихода нейтронов в  $i$ -ую группу за счет упругого и неупругого рассеяний;  $S$  - источник нейтронов.

На основе использования системы 26-групповых констант рассчитаны спектры потоков нейтронов, которые могут быть использованы при построении защиты от нейтронного излучения. Построены зависимости характеризующие групповые переходы нейтронов, а также спектр нейтронов в зависимости от расстояния до источника. Рассчитано необходимая толщина защиты из полиэтилена.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 464 с.
2. Машкович, В.П. Защита от ионизирующих излучений. – М.: АП “Столица”, 2013. – 496 с.
3. Бойко В.И. Методы и приборы для измерения ядерных и других радиоактивных материалов. – М.: МНТЦ, 2011. — 356 с.
4. Абагян Л.П. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1964. – 122 с.

#### КОНТРОЛЬ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ

А.В. Бородач, Н.А Невоструев, В.В Дисюк, А.И Карпенко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: [vigoole2009@yandex.ru](mailto:vigoole2009@yandex.ru)

Задача определения содержания делящихся материалов (ДМ) в изделиях ядерной энергетики практически стоит на большинстве стадий их изготовления и обращения с ними. Это напрямую связано с безопасностью эксплуатации ядерно-энергетических установок, системой учета ядерных материалов и проблемой их нераспространения.

В настоящее время наиболее распространенными источниками первичных излучений, которые используются при проведении контроля ядерных материалов, являются источники нейтронов и гамма-квантов (в том числе и рентгеновские). Источники других частиц практически не нашли своего применения в контроле ДМ вследствие низкой проникающей способности в инспектируемые образцы и, как следствие этого, значительного эффекта экранировки. Имеется большой выбор различных внешних источников излучений, использование которых для какой-либо установки определяется конкретными условиями и целями контроля ДМ (точностью измерений, их экспрессностью и т.д.). К наиболее распространенным типам источников относятся следующие:

- 1) радионуклидные источники;
- 2) источники нейтронов спонтанного деления трансурановых элементов;
- 3) источники излучений, основанные на применении ускорительной техники;
- 4) ядерный реактор.

По виду излучения их можно разделить на следующие основные типы:

- 1) нейтронные;
- 2) фотонные.

В общих случаях применение активных методов контроля может проводиться для целей учета и контроля ядерных материалов, проверки наличия ДМ в замкнутых объемах, не подлежащих вскрытию,