

Снижение захватного γ -излучения из конструкционных материалов реактора при экранировании их борсодержащими экранами

Б. Ф. Громов, Д. В. Панкратов, М. А. Солодянкин, М. М. Соколов

Известно, что утечка нейтронов различных энергий из активной зоны реактора в процессе их замедления и диффузии может достигать 20—30% от полного числа нейтронов деления. В дальнейшем нейтроны «утечки» поглощаются конструкционными материалами реактора и его биологической защиты.

Используя многогрупповой метод расчета [1], можно с достаточной точностью определить пространственное и энергетическое распределения нейтронов во всех слоях конструкционных и защитных материалов. Зная пространственное и энергетическое распределения, легко определить источники захватного γ -излучения по всей толщине этих материалов.

Расчет дозы по γ -лучам за защитой, проводимый с использованием известного пространственного распределения источников захватных γ -лучей, показывает, что значительный вклад в дозу за защитой вносят γ -лучи, образующиеся в стальном отражателе, «тепловом» экране и корпусе реактора, где спектр утекающих нейтронов сильно смягчается за счет упругих и неупругих процессов рассеяния на ядрах стали. На толщине ~ 20 см формируется практически неизменный по координате спектр нейтронов, характерный для достаточно толстых слоев стали.

Нейтроны, попавшие в низкоэнергетическую область с энергией, равной приблизительно нескольким десяткам килоэлектронвольт, обладают значительно большей длиной релаксации, чем быстрые нейтроны, поэтому они проходят стальной экран с меньшим ослаблением.

Чаще всего за корпусом реактора находится вода, которая эффективно замедляет попадающие в нее нейтроны до тепловой и близкой к ней энергии, образуя большой всплеск потока тепловых и эпитепловых нейтронов вблизи корпуса реактора. Часть замедлившихся нейтронов за счет диффузии достигает корпуса реактора. Последние сильно поглощаются сталью корпуса реактора, создавая в этой пограничной зоне мощный источник вторичных γ -лучей (рис. 1).

В настоящее время известны и могут быть осуществлены различные варианты снижения источников захватных γ -лучей подобного типа. В частности, они могут быть снижены путем окружения корпуса реактора экраном из борсодержащего материала, который препятствует обратному натеканию на корпус реактора тепловых и эпитепловых нейтронов.

Проблеме снижения захватного γ -излучения борсодержащими экранами из источников, подобных вышеописанным, были посвящены работы [2, 3]. Экспериментальные результаты этих работ находятся между собой в удовлетворительном согласии и показывают, что, если между сталью (Ст. 3) и плексигласом поместить карбид бора толщиной ~ 20 мм, то интенсивность γ -излучения с энергией 7,6 Мэв снизится в 13,4 раза, а поток γ -излучения из стали 1Х18Н9Т уменьшится в 7,8 раза.

Результаты подробного анализа этих работ показывают, что экспериментально определенные коэффициен-

ты относятся к частному случаю, а именно когда детектор регистрируемых γ -лучей с $E_\gamma = 7,6$ Мэв находится на расстоянии $\mu t \approx 0,5$ длины свободного пробега от поверхности источника.

В случае отсутствия борного экрана на границе корпуса реактора с водородсодержащим материалом угловое распределение захватных γ -лучей на поверхности источника имеет преимущественно изотропный характер. Борсодержащий экран наряду с понижением мощности источников захватных γ -лучей в стальном массиве влияет и на форму их углового распределения на поверхности стали. В этом случае угловое распределение приобретает преимущественно косинусоидальный

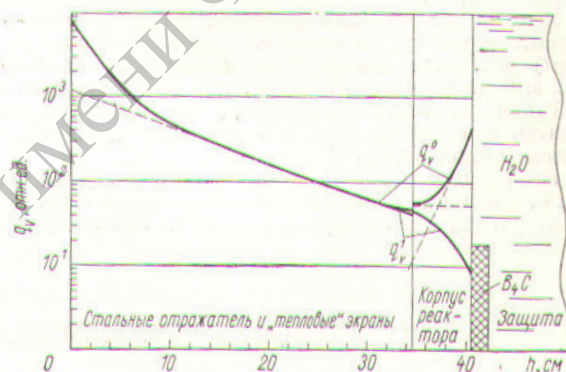


Рис. 1. Плотность источников захватных γ -лучей в стали:

q_γ^0 — без борного экрана; q_γ^1 — с борным экраном.

характер. Хорошо известно, что источники одинаковой мощности, но с разным угловым распределением (при прочих равных условиях) создают различные мощности доз. Это обусловлено тем, что по пути ослабления γ -лучей в защите за счет сильной фильтрации изотропный источник приводится к анизотропному, поэтому коэффициент снижения дозы захватного γ -излучения (коэффициент блокировки) является функцией «оптической» толщины μt (в длинах свободного пробега) между источниками и детектором.

Для подтверждения вышесказанного были проведены расчеты пространственного и энергетического распределений в стальных экранах и корпусе реактора 18-групповым методом в P_2 -приближении на электронно-вычислительной машине для случаев реактора с борсодержащим экраном и без него.

Пространственный ход плотности захватных γ -лучей, вычисленный по толщине стального массива с борным экраном и без него, показан на рис. 1. Используя эти источники захватных γ -лучей, можно легко рассчитать мощности доз, создаваемых этими источниками

на различных «оптических» толщинах μt (в длинах пробега). Отношение мощности дозы, создаваемой на толщине μt источником без борного экрана, к мощности дозы от того же источника с борным экраном характеризует ту выгоду, которую обуславливает борный экран. Этот коэффициент имеет следующий вид:

$$\beta(\mu t) = \frac{\int_{V_{\gamma\text{-ист}}} q_V^0(r) \frac{e^{-\left| \int_0^r \mu(r') dr' \right|}}{4\pi |r|^2} dV}{\int_{V_{\gamma\text{-ист}}} q_V^1(r) \frac{e^{-\left| \int_0^r \mu(r') dr' \right|}}{4\pi |r|^2} dV}$$

На рис. 2 показан коэффициент снижения дозы от захватного γ -излучения в зависимости от «оптической» толщины μt между источником и детектором. При $\mu t \approx 0,5$ расчетное значение коэффициента удовлетворительно согласуется с экспериментальным значением из работ [2, 3].

Если в конструкции реактора предусматривается борный экран, то он снижает дозу на толщине μt в $\beta(\mu t)$ раз. Этот коэффициент может быть полезным при выборе вариантов защиты, где доза в интересующей точке μt рассчитывается без учета борного экрана, и затем она уменьшается в β раз, если предусматривается борный экран.

Необходимо отметить, что коэффициент β зависит как от состава и толщины стальных экранов и корпуса реактора, так и от спектра падающих на них нейтронов.

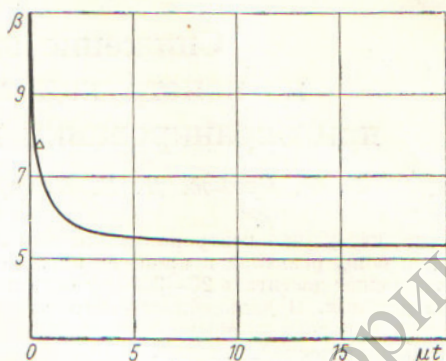


Рис. 2. Зависимость коэффициента снижения захватного γ -излучения борным экраном от «оптической» толщины μt (длины свободного пробега) в защите: Δ — эксперимент из работы [2].

Авторы выражают глубокую благодарность С. Г. Цыпину и Ю. А. Казанскому за проявленный интерес к работе и критические замечания.

Поступило в Редакцию 2/1 1964 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. Г. И. Марчук. Методы расчета ядерных реакторов, М., Госатомиздат, 1961.
2. А. Г. Баков и др. «Атомная энергия», 13, № 7 (1962).
3. Д. Л. Бродер и др. «Атомная энергия», 8, 49 (1960).

УДК 621.039.553.3

Зависимость плотности радиационных нарушений корпуса реактора от состава железо-водной тепловой защиты

К. К. Попков, С. М. Рубанов

В настоящей работе исследованы различные по составу железо-водные смеси, образующие тепловую защиту, с точки зрения влияния состава смеси на радиационные нарушения в корпусе реактора, обусловленные нейтронами. С этой целью была рассмотрена композиция первичной защиты, состоящая из 25 см железо-водной смеси, состав которой варьировался, 9 см железа, имитирующего корпус реактора, и 30 см воды, соответствующей ванне первичной защиты. Схема расчетных композиций представлена на рис. 1. Расчеты проводились для железо-водных смесей с концентрацией железа по объему 0; 10, 20, 40, 50, 60, 70, 80, 90 и 100%. В качестве источника излучений рассматривалась активная зона водо-водяного реактора.

Для этих композиций на электронно-вычислительной машине было рассчитано пространственно-энергетическое распределение потоков нейтронов в плоской геометрии по семигрупповой схеме, предложенной в работе [1]. Кроме того, были определены величины средних групповых сечений образования радиационных нарушений (вакасии) в железе с помощью энергетической зависимости этого сечения, приведенного в работе [2] (рис. 2).

Спектр нейтронов, по которому проводилось усреднение, для первой и второй группы выбирался в соответствии с результатами десятигруппового расчета [1], проведенного для железо-водных смесей перечисленных

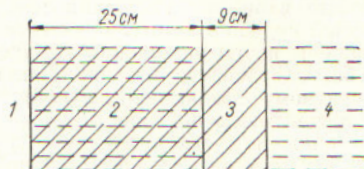


Рис. 1. Геометрия композиций:

1 — активная зона; 2 — железо-водная смесь; 3 — железо; 4 — вода.

выше концентраций. При $E_n > 2$ Мэв этот спектр незначительно отличается от спектра деления. Для других групп спектр, по которому усреднялись сечения, был выбран на основании пространственно-энергетических распределений потоков нейтронов в железо-вод-