

на различных «оптических» толщинах  $\mu t$  (в длинах пробега). Отношение мощности дозы, создаваемой на толщине  $\mu t$  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:

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

На рис. 2 показан коэффициент снижения дозы от захватного  $\gamma$ -излучения в зависимости от «оптической» толщины  $\mu t$  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  $\mu t$  в  $\beta(\mu t)$  раз. Этот коэффициент может быть полезным при выборе вариантов защиты, где доза в интересующей точке  $\mu t$  рассчитывается без учета борного экрана, и затем она уменьшается в  $\beta$  раз, если предусматривается борный экран.

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

## 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 (вакансии) в железе с помощью энергетической зависимости этого сечения, приведенного в работе [2] (рис. 2).

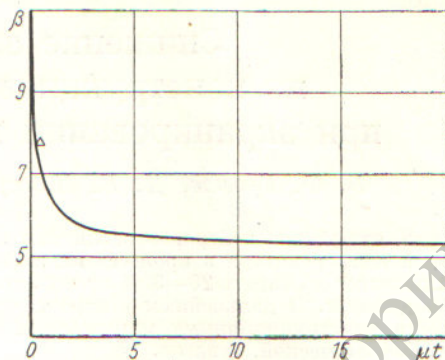


Рис. 2. Зависимость коэффициента снижения захватного  $\gamma$ -излучения борным экраном от «оптической» толщины  $\mu t$  (длины свободного пробега) в защите:  $\Delta$  — эксперимент из работы [2].

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

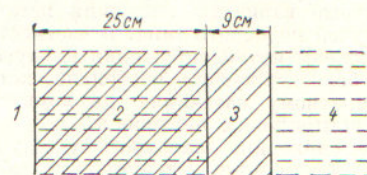


Рис. 1. Геометрия композиций: 1 — активная зона; 2 — железо-водная смесь; 3 — железо; 4 — вода.

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-

ных смесях, полученных из 18-группового расчета в  $P_2$ -приближении. Программа этого расчета была разработана на основании рекомендаций, описанных в работе [3]. Энергетические интервалы со второй по восемнадцатую группу были взяты из 21-групповой схемы расчета, приведенной в [3]; первая группа объединяла четыре быстрых группы этой схемы.

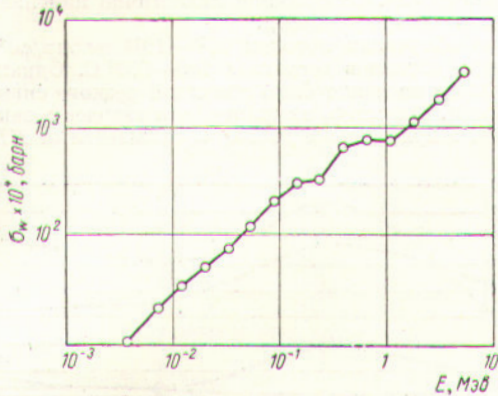


Рис. 2. Микроскопическое сечение возникновения радиационных нарушений [2].

Величины групповых сечений  $\sigma_w(\Delta E_j)$ , полученные в результате расчетов, представлены в таблице.

**Групповые сечения образования радиационных нарушений**

$j$	Энергетический интервал группы, эв	$\sigma_w(\Delta E_j)$ , барн
1	$1,5 \cdot 10^6 \div \infty$	1960
2	$9,0 \cdot 10^5 \div 1,5 \cdot 10^6$	790
3	$4,5 \cdot 10^5 \div 9,0 \cdot 10^5$	725
4	$3,0 \cdot 10^5 \div 4,5 \cdot 10^5$	182
5	$3,3 \cdot 10^4 \div 3,0 \cdot 10^5$	15*

\* Получено в результате экстраполяции сечения, приведенного в работе [2].

С помощью этих сечений рассчитывались распределения плотности радиационных нарушений  $W(r)$  в слое железа, имитирующем корпус реактора:

$$W(r) = \rho \sum_j n v_j(r) \sigma_w(\Delta E_j),$$

где  $\rho$  — ядерная плотность железа;  $n v_j(r)$  — поток нейтронов  $j$ -й группы в точке  $r$ .

На рис. 3 представлена функция распределения плотности радиационных нарушений по толщине слоя железа  $x$ . Как следует из рисунка, оптимум concentra-

ции железа в первичной защите с точки зрения минимума радиационных нарушений лежит в области 55—60%.

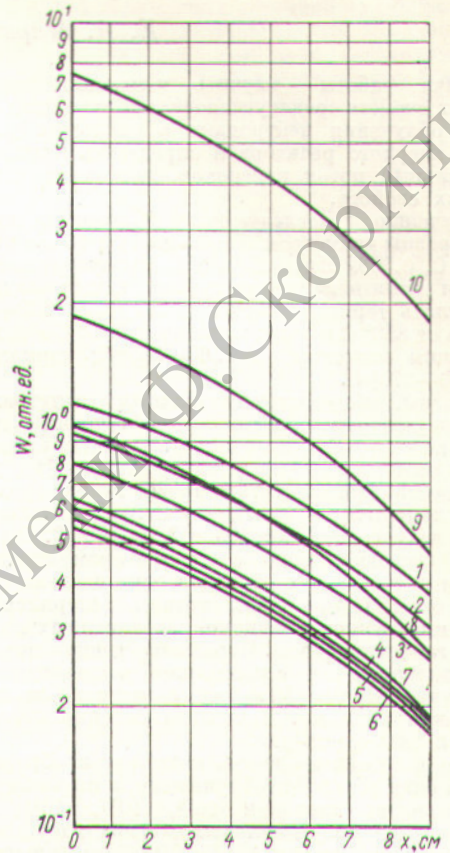


Рис. 3. Распределение плотности радиационных нарушений по толщине слоя железа. (Кривые 1—10 относятся к композициям, содержащим соответственно 0, 10, 20, 40, 50, 60, 70, 80, 90, 100% железа в железобетонной тепловой защите).

Авторы признательны Д. Л. Бродеру за интерес к настоящей работе.

Поступило в Редакцию 15/1 1964 г.

**ЛИТЕРАТУРА**

1. Д. Л. Бродер и др. «Атомная энергия», 12, 129 (1962).
2. A. Rossin. Nucl. Sci. and Engng, 9, 137 (1961).
3. Г. И. Марчук. Методы расчета ядерных реакторов. М., Госатомиздат, 1961.