

Главный редактор

М. Д. МИЛЛИОНЩИКОВ

Заместители главного редактора:

Н. А. ВЛАСОВ, Н. А. КОЛОКОЛЬЦОВ

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ:

А. И. АЛИХАНОВ, А. А. БОЧВАР, А. П. ВИНОГРАДОВ, И. Н. ГОЛОВИН,
Н. А. ДОДЛЕЖАЛЬ, А. П. ЗЕФИРОВ, В. Ф. КАЛИНИН, А. К. КРАСИН,
А. Н. ЛЕЙБУНСКИЙ, В. В. МАТВЕЕВ, М. Г. МЕЩЕРЯКОВ, И. П. ПАЛЕЙ,
Д. Л. СИМОНЕНКО, В. И. СМЕРНОВ, В. С. ФУРСОВ, В. Б. ШЕВЧЕНКО.

СОДЕРЖАНИЕ

СТАТЬИ

И. П. Ларский, П. П. Корешков, П. И. Моисейев. Уровни внешнего облучения персонала при работах с различными источниками излучений 463

Г. Б. Усатин. Расчет состава топлива и характеристика быстрого энергетического реактора в установившемся режиме 466

В. И. Гришков, В. А. Афанасьев, Г. А. Сапковский, Р. А. Шугам, И. Н. Соколов, Ю. А. Соловьев. Исследование системы автоматического регулирования атомной энергетической установки с кипящим реактором 469

В. И. Павловский, Л. Л. Финштейн. К выводу уравнения динамики паросодержания в парогенерирующих каналах при кипении перегретой воды 474

Р. Г. Васильков, В. И. Гольдманский, Я. В. Еришманов, О. С. Лукиндин, Б. А. Нименов. Нейтронный выход и потоки тепловых нейтронов в системе сшивки — вода, бомбардируемой протоками высоких энергий 479

А. П. Тугаринов, Г. Е. Ордынец, Р. И. Щенякова, Е. И. Крыськов. Об использовании палладий изотопного состава свинца при изменении уранового региона 483

В. С. Ермеев. Исследование динамики углерода на монокарбиде урана в молибден и полибром 489

А. В. Давыдов, Е. С. Давышин, И. Н. Палец, Р. А. Прибылова. Соединения ионов Pa(V) в растворах галогенводородов 493

Ю. А. Сахаровский, Я. Д. Бельвенский. Экспериментальное определение значения коэффициента распределения при обменном обмене между жидким амальгамом и водородом 499

И. А. Копан, Л. И. Козаровицкая, И. М. Подгорный, В. А. Рязанов, В. П. Смирнов, А. М. Спектор, Д. А. Франк-Каминский. Нагрев плазмы магнитно-звуковыми волнами 503

Г. В. Яковлевский, Ю. И. Серебряков. Развитие неустойчивости пучка электронов в магнитном ускорителе 507

А Н О Т И Ц И И Д Е Н О И Р О В А Н Н ы Х С Т А Т Е Й

Г. А. Сапковский, В. П. Гришков, Л. Л. Полтавцева, В. И. Плотинский. Методика исследования устойчивости водо-водяного кипящего реактора 514

В. Б. Дубровский, Ш. Ш. Ибрагимов, М. Я. Екин, А. Р. Тадыгин, Б. К. Пергаменцев. Устойчивость серпентинного б 515

Г. Я. Рязанов, В. С. Дмитриева, В. С. Усатин. Взаимодействие быстрых нейтронов в среде с пустым телом 516

И. А. Иванов, Н. Ф. Прандок. Возможности использования молибдена и вольфрама для оценки относительного распределения изотопов быстрых нейтронов в реакторе 517

Л. Л. Бродер, С. А. Колосовский, в. С. Клыжуров, К. К. Попков, А. А. Сметанин. Прохождение быстрых нейтронов и γ -излучения через прямоуг 517

И. П. Зольников, К. А. Суханова, Б. Л. Двининин. Энергетическое и пространственное распределение обратно рассеянного γ -излучения 518

И. К. Карпенко. Полуэллиптические волны в минимум среднего магнитного поля в двухзачодном стеллараторе 518

И. К. Карпенко. Возможность существования магнитной ямы в комбинированном поле одного двухзачодного стелларатора 519

М. И. Авраменко, В. С. Кузнецов. К вопросу о расчете фазовой фокусировки иттенциальных ионных пучков 520

П И С Ь М А В Р Е Д А К Ц И Ю

Э. А. Стумбур. О некоторых интегральных соотношениях в теории реакторов 522

О. А. Мизлер, А. М. Демидов, Ф. И. Овчинников, Л. И. Голубев, М. А. Сумчаганов. Гамма-спектры теплоносителя реактора первого блока Ново-Воронежской АЭС 524

Г. Г. Завени, И. А. Горак, Н. Т. Скаир, И. А. Тонант. Сечения радиационного захвата быстрых нейтронов изотопами Cu^{63} , Cu^{65} и W^{186} 526

С. Б. Ермагамбетов, Г. Н. Смиренин. Сечение деления Pu^{238} быстрыми нейтронами 527

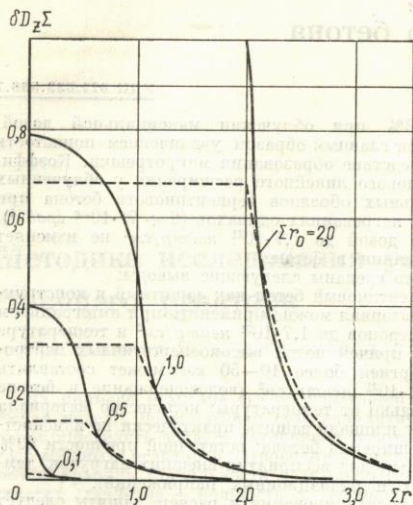
А. Г. Доббенко, В. Е. Козесов, В. П. Королева, В. А. Толстиков, Ю. Н. Шубин. Сечения радиационного захвата нейтроном с энергией 0,2—3 Мэв ядрами Te^{128} и Te^{130} 529

Л. И. Прохорова, Г. Н. Смиренин, Ю. М. Турчин. Среднее число мгновенных нейтронов при спонтанном делении Pu^{242} 530

236052



РЕПОЗИТОРИЙ ИМЕНА Ф. СКОРИНЫ



Зависимость возмущения продольного эффективного коэффициента диффузии от радиуса:

— точное решение; - - - - - P_2 -приближение.

Здесь r_0 — радиус канала; K_n — функция Бесселя. Результаты расчетов по формуле (3) и точные решения представлены на рисунке и в таблице.

Величины $\Sigma \int \delta D_z(x) 2\pi x dx$

x_0	P_2 -приближение			Точное решение		
	пределы интегрирования					
	$0, x_0$	x_0, ∞	$0, \infty$	$0, x_0$	x_0, ∞	$0, \infty$
0,1	0,000455	0,01047	0,01092	0,00209	0,01065	0,01275
0,5	0,1054	0,2618	0,3672	0,2617	0,2648	0,5264
1,0	0,9714	1,047	2,019	2,093	1,057	3,150
2,0	8,461	4,189	12,65	16,75	4,226	20,97

Примечание. $x_0 = \Sigma r_0$; $x = \Sigma r$.

ЛИТЕРАТУРА

1. Г. Я. Румянцев. Диссертация. МИФИ, 1961.
2. Г. Я. Румянцев. В сб. «Вопросы физики защиты реакторов». М., Госатомиздат, 1963, стр. 85.
3. Н. И. Лалетин. «Атомная энергия», 7, 18 (1959).

(№ 247/4763. Статья поступила в Редакцию 11/III 1968 г., аннотация — 17/VI 1968 г. Полный текст 0,5 а. л., 1 рис., 1 табл., 3 библиографические ссылки.

О возможности использования молибдена и вольфрама для оценки относительного распределения потоков быстрых нейтронов в реакторе

А. Н. ИВАНОВ, Н. Ф. ПРАВДУК

УДК 539.125.52

Рассматривается возможность использования для оценки относительного распределения потоков быстрых нейтронов некоторых тугоплавких металлов (молибдена, вольфрама), величина изменения удельного электросопротивления которых служит мерой их радиационной повреждаемости.

Функция Φ , характеризующая суммарную радиационную повреждаемость, имеет вид

$$\Phi = \int_{E_{\min}}^{\infty} \phi(E) \sigma_{trn}(E) \alpha E dE, \quad (1)$$

где $\phi(E)$ — поток нейтронов с энергией E ; $\sigma_{trn}(E)$ — дифференциальное транспортное сечение упругого рассеяния нейтронов с энергией E атомами мишени, а α — доля энергии, передаваемая нейтроном атому мишени при соударении.

Из формулы (1) следует, что если энергетический спектр нейтронов $\phi(E)$ не меняется, то соотношение потока нейтронов в любой точке активной зоны (канала) и максимального потока быстрых нейтронов для

данной активной зоны (канала)

$$\Phi_i = m \Phi_{\max} \quad (2)$$

равно соотношению значений функций радиационной повреждаемости:

$$\Phi_i = m \Phi_{\max}. \quad (3)$$

Предлагаемый метод оценки относительного распределения потоков быстрых нейтронов Φ_i/Φ_{\max} или же функций радиационной повреждаемости Φ_i/Φ_{\max} , когда энергетический спектр нейтронов может изменяться, базируется на экспериментальных кривых изменения удельного электросопротивления с дозой облучения $\Delta\rho/\rho = f(\phi t)$ для молибдена и вольфрама.

Проведенные расчеты показывают, что при использовании типичного для реакторного облучения энергетического спектра нейтронов $\phi(E)$ вклад нейтронов различных энергий в общую радиационную повреждаемость примерно одинаков для железа, циркония, молибдена и вольфрама. Это позволяет использовать тугоплавкие металлы (вольфрам, молибден), удельное электросопротивление которых изменяется весьма значительно даже при температуре облучения порядка 100° С, для оценки распределения потоков быстрых

нейтронов (распределения значения функции радиационной повреждаемости) в экспериментальных и рабочих каналах активной зоны реактора, в которой поток быстрых нейтронов сильно изменяется по высоте каналов.

Для получения одинаковой интегральной дозы Φt , т. е. одинакового радиационного повреждения, характеризующегося величиной $\Delta\rho/\rho$, можно варьировать либо интенсивность потока нейтронов Φ , либо время облучения t :

$$\Phi_i t_m = \Phi_{\max} t_i \quad (4)$$

Предлагаемая методика заключается в одновременном облучении в течение одинакового периода времени образцов молибдена или вольфрама в ряде точек по высоте исследуемого канала (или в нескольких каналах) при одинаковых температурных условиях. Имеющаяся

экспериментальная кривая $\Delta\rho/\rho = f(t)$ нормируется на величину максимального изменения $(\Delta\rho/\rho)_{\max}$ и определяет время t_m . Затем для каждой величины $(\Delta\rho/\rho)_i$ — изменения удельного электросопротивления образцов, облучавшихся в разных точках по высоте канала (каналов), — отыскивается из графика своя величина t_i . Согласно формуле (4) соотношение величин t_i/t_m равно отношению потоков быстрых нейтронов Φ_i/Φ_{\max} .

Разработанный метод использован для оценки распределения потоков быстрых нейтронов в рабочих и экспериментальном каналах реактора РФТ.

(№ 248/4893. Статья поступила в Редакцию 30/IV 1968 г. Полный текст 0,6 а. л., 9 рис., 8 библиографических ссылок.)

Прохождение быстрых нейтронов и γ -излучения через прямоугольные пустые щели

Д. Л. БРОДЕР, С. А. КОЗЛОВСКИЙ, В. С. КИЗЬЮРОВ, К. К. ПОПКОВ, А. А. СМЕТАНИН

УДК 539.125.5.162.5:539.122

Использование метода лучевого анализа (см., например, работу [1]) для расчета величины потока излучений Φ за защитой, содержащей пустые полости, ограниченные системой взаимно перпендикулярных плоскостей, приводит к следующему результату:

$$\Phi = \frac{q_F}{2\pi} \sum_{j=1}^n G_1(\theta_{j-1}, \theta_j, \psi, p_j, q_j), \quad (1)$$

где

$$G_1(\theta_{j-1}, \theta_j, \psi, p_j, q_j) = \int_{\theta_{j-1}}^{\theta_j} \sec \theta \, d\theta \int_0^{\psi} e^{(-p_j \sec \theta + q_j \operatorname{cosec} \theta) \sec \psi} \, d\psi,$$

для плоского изотропного источника удельной мощностью q_F и

$$\Phi = \frac{q_V}{2\pi k_s} \sum_{j=1}^n G_2(\theta_{j-1}, \theta_j, \psi, p_j, q_j), \quad (2)$$

где

$$G_2(\theta_{j-1}, \theta_j, \psi, p_j, q_j) = \int_{\theta_{j-1}}^{\theta_j} d\theta \int_0^{\psi} \cos \psi \, e^{(-p_j \sec \theta + q_j \operatorname{cosec} \theta) \sec \psi} \, d\psi,$$

для объемного излучающего источника с самопоглощением и постоянной удельной мощностью q_V .

Параметры θ_{j-1} , θ_j , ψ , p_j и q_j определяются конкретной геометрией защиты и поглощающими свойствами материалов; k_s^{-1} — длина релаксации излучения в материале источника.

В статье приведены формулы и графики, позволяющие определять функции G_1 и G_2 для различных областей изменения параметров.

С помощью полученных выражений были рассчитаны потоки быстрых нейтронов и мощности доз γ -излучения за различными композициями защиты, содержащими неоднородности рассматриваемого вида. Результаты расчетов сравнивались с экспериментальными данными. В качестве источника излучений использовались активная зона исследовательского реактора; а также имитаторы плоских изотропных источников $Po - \alpha - Be$ и Co^{60} .

Были исследованы прямые, ступенчатые и тушковые щели в воде и железе толщиной 10—80 мм и длиной 200—1500 мм. Датчиком быстрых нейтронов служил ФЭУ с кристаллом $ZnS(Ag)$ в плексиглазе; для измерений мощности дозы γ -излучения применялись счетчики СБМ-9 с корректирующими фильтрами и рентгенометр РИ-1.

Эффект отражения быстрых нейтронов стенками щели учитывался с помощью коэффициента отражения B_{s0} , который в случае $Po - \alpha - Be$ -источника и щели в воде и железе был найден экспериментально в виде отношения полного потока быстрых нейтронов к нерассеянному потоку. Как следует из проведенных экспериментов, величина B_{s0} не превышает 1,2 для железа и 1,45 для воды. Учет ослабления быстрых нейтронов в материалах защиты осуществлялся введением эффективных длин релаксации, приведенных в литературе [2].

Учет накопления рассеянного γ -излучения в стенках щели проводился путем введения в расчетную формулу фактора накопления, взятого в экспоненциальной форме. Для защитныхборок, облучаемых активной зоной реактора, расчеты мощности дозы γ -излучения выполнялись двумя способами: путем разбиения всего спектра γ -излучения реактора на пять групп с последующим вычислением прохождения излучения каждой группы и суммированием их вклада в мощность дозы и расчетом с использованием эффективного коэффициента ослабления мощности дозы $k_{эфф}$ (для воды $k_{эфф} = 0,034 \text{ см}^{-1}$). Как следует из полученных данных, оба способа дают достаточно близкие результаты. Сравнение экспериментальных и расчетных данных, проведенное в работе, позволяет заключить, что предлагаемая методика при условии