

ТЕКУЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОЛЕЙ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ ОБЛУЧАТЕЛЬНОЙ УСТАНОВКИ РЕАКТОРА ИБР-2 ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЙ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ МАТЕРИАЛОВ

© 2022 г. М. О. Петрова^{a,*}, М. В. Булавин^a,
А. Д. Рогов^a, А. Ёскаков^{a,b}, А. В. Галушко^a

^a Объединенный институт ядерных исследований
Россия, 141980, Дубна Московской обл., ул. Жолио-Кюри, 6

^b Евразийский национальный университет им Л.Н. Гумилева
Казахстан, 010008, Алматинский район, Нур-Султан, ул. Сатбаева, 2

*e-mail: mbelova@jinr.ru

Поступила в редакцию 22.11.2021 г.

После доработки 07.12.2021 г.

Принята к публикации 08.12.2021 г.

Приведены текущие характеристики полей ионизирующих излучений облучательной установки, предназначенной для проведения исследований радиационной стойкости материалов на канале № 3 реактора ИБР-2. Уточнены плотности потоков быстрых нейтронов для мощности 1.55 МВт реактора ИБР-2. Впервые экспериментально получены величины поглощенных доз γ -излучения. Значения, превышающие измеряемый дозиметрами диапазон поглощенных доз, вблизи водяного замедлителя ИБР-2 рассчитаны методом Монте-Карло. Описаны приборы и методы для количественной оценки характеристик. Диапазон плотностей быстрых нейтронов вдоль облучательной установки составил $3 \cdot 10^6 - 8 \cdot 10^{11}$ нейтронов/(см² · с), а мощностей доз γ -излучения — $3 \cdot 10^{-4} - 12$ Гр/с.

DOI: 10.31857/S0032816222030041

ВВЕДЕНИЕ

На данный момент в мире ведется строительство большого количества экспериментальных установок, которые будут работать в полях мощного ионизирующего излучения. Прикладные исследования радиационной стойкости материалов, применяемых в таких установках, являются одной из ключевых задач.

С 2012 г. и по настоящее время на пучке № 3 реактора ИБР-2 была модернизирована и введена в эксплуатацию облучательная установка для проведения исследований радиационной стойкости материалов. За это время с ее помощью было проведено большое количество исследований радиационной стойкости в самых разных областях науки.

С 2018 г. средняя мощность реактора ИБР-2, составлявшая 1.85 МВт, постепенно снижалась, достигнув к настоящему моменту 1.55 МВт, в связи с чем появилась необходимость уточнить характеристики полей ионизирующих излучений вдоль облучательной установки, полученные ранее и опубликованные в работах [1, 2], а также получить новые данные о поглощенных дозах γ -излучения на различном расстоянии от водяного замедлителя.

ХАРАКТЕРИСТИКИ НЕЙТРОННОГО ПОЛЯ

При проведении исследований радиационной стойкости материалов количество созданных дефектов соотносят с количественными характеристиками полей ионизирующих излучений, прошедших через образец.

Нейтронный спектр, представленный на рис. 1, был измерен с помощью образцов-спутников нейтронно-активационного анализа (н.а.а.), состоящих из восьми элементов и десяти изотопов: V, Al, Ti (3 изотопа), Ni, Sn, Au, Co, Na [3]. Спектр нейтронов реактора, показанный на рис. 1, не имеет резонансных пиков, так как в промежутке 0.1–1 МэВ существует только два пороговых спутника, и спектр был аппроксимирован без учета возможных резонансов. Наибольший вклад в процесс дефектообразования вносят быстрые нейтроны (с энергией >1 МэВ). Образцом-спутником н.а.а. для определения плотностей потоков быстрых нейтронов является Ni [4]. Он активируется до ⁵⁸Co, по активности которого и определяют плотность потока быстрых нейтронов. Для никеля существуют только две реакции захвата нейтрона, приводящие к возникновению ⁵⁸Co:

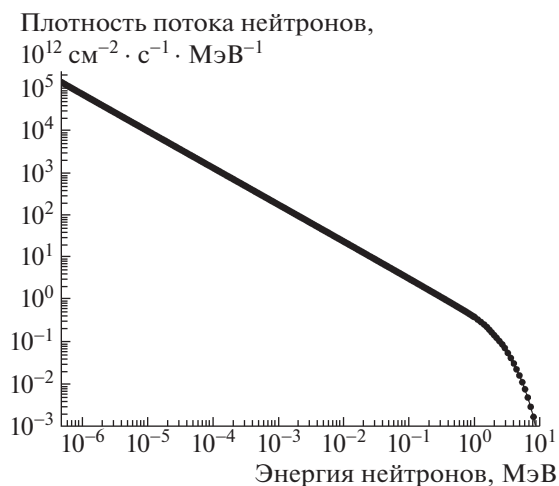


Рис. 1. Дифференциальная энергетическая плотность потока нейтронов на расстоянии 30 см от водяного замедлителя [3].



На рис. 2 и 3 представлены энергетические зависимости сечений этих реакций [5]. Согласно рис. 2б, реакция (n, p) протекает как раз в интересующем нас диапазоне энергий. Сечение этой реакции на плато составляет десятые доли барн. Согласно рис. 3б, реакция (n, t) начинает протекать при энергии > 16 МэВ, а ее сечение составляет десятые доли миллибарн.

Для проведения н.а.а. с высокой точностью применяются лабораторный γ -спектрометр Can-

berra GC10021 и многоканальный анализатор Lynx. Диапазон регистрируемых энергий рентгеновского и γ -излучения составляет от 40 кэВ до 10 МэВ, хотя используемый в лабораторных исследованиях энергетический диапазон, как правило, не превышает 3 МэВ. Интегральная нелинейность спектрометра Canberra GC10021 составляет 0.025%, что говорит о четком соответствии канал–энергия [6].

Для спектрометра Canberra GC10021 разрешающая способность составляет 1.1 кэВ на линии 122 кэВ и 1.8 кэВ на линии 1332 кэВ.

Для выполнения расчетов плотностей потоков быстрых нейтронов используется эффективное сечение $\sigma_{\text{эфф}} = 92$ мб. Это значение рассчитано с учетом соотношения ядер ${}^{60}\text{Ni}$ к ядрам ${}^{58}\text{Ni}$ в используемой для измерений проволоке и интегральных сверток сечений реализуемых реакций. Формула для расчета плотности потока быстрых нейтронов с учетом переходных коэффициентов имеет вид:

$$\Pi = \frac{\alpha A_{\infty}}{\rho \sigma} [\text{нейтронов}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})], \quad (3)$$

где l , см – длина проволоки; σ , мб – эффективное сечение; A_{∞} , Бк – активность, которую будет иметь ${}^{58}\text{Co}$ при вечном облучении (скорость распада равна скорости образования изотопа); $\rho = 8.47556$ г/см³ – объемная плотность спутника; $\alpha = 0.000092$ г · 10⁻²⁷/см² – переходной коэффициент.

A_{∞} определяется как

$$A_{\infty} = A_k / (1 - 2^{-t/T}), \quad (4)$$

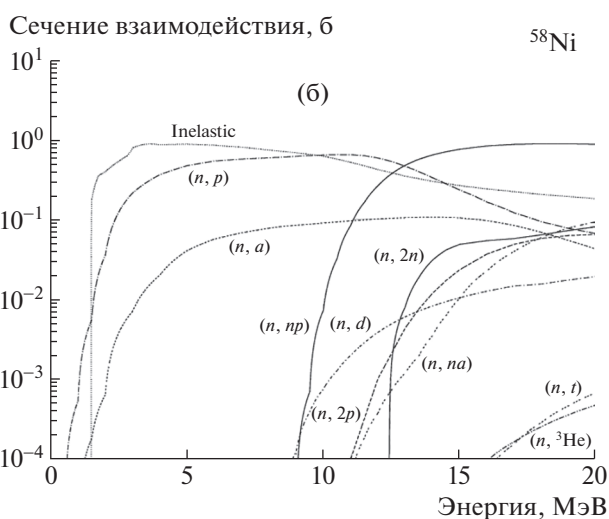
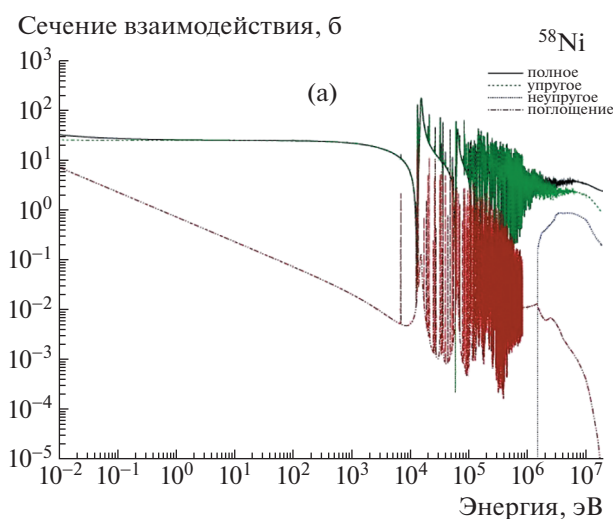


Рис. 2. Энергетические зависимости: а – эффективного ядерного сечения реакций взаимодействия нейтронов с ядрами ${}^{58}\text{Ni}$; б – сечений реакций захвата нейтронов для ${}^{58}\text{Ni}$ [5].

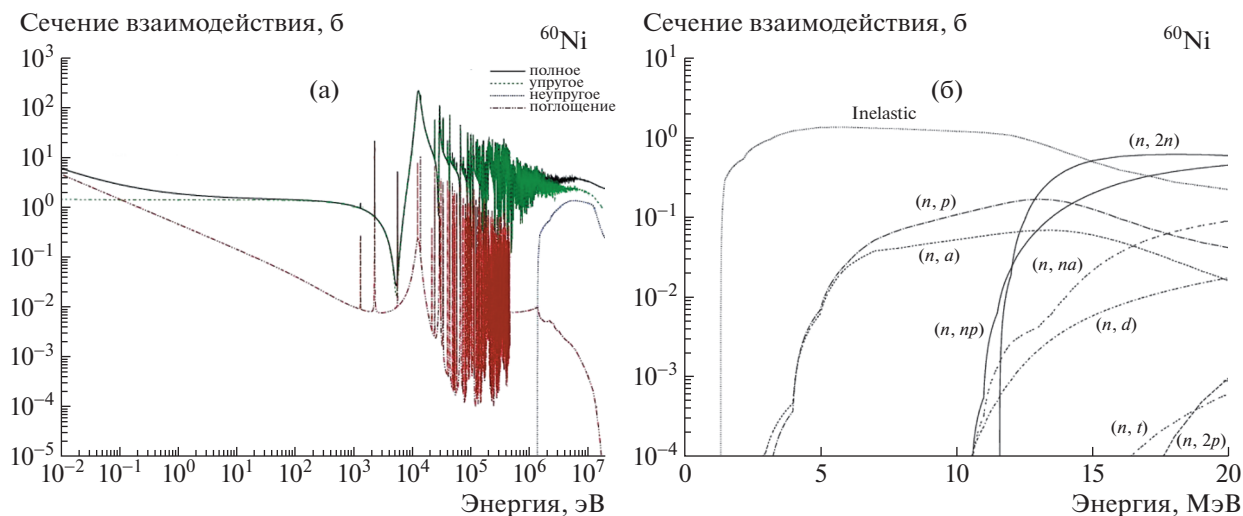


Рис. 3. Энергетические зависимости: а – эффективного ядерного сечения реакций взаимодействия нейтронов с ядрами ^{60}Ni ; б – сечений реакций захвата нейтронов для ^{60}Ni [5].

где t – время облучения; T – период полураспада (~ 71 день для ^{58}Co); A_k , Бк – активность ^{58}Co на конец облучения.

Активность на конец цикла облучения, согласно закону радиоактивного распада, определяется из измеренной активности спутника и времени от конца облучения до момента исследования образца. Спектр измеренного спутника представлен на рис. 4, положение пика полного поглощения при энергии $E_\gamma = 810.7$ кэВ соответствует ^{58}Co .

Расчетная плотность потока нейтронов с учетом экспериментально полученных активностей изотопов в зависимости от расстояния до водяного замедлителя реактора представлена на рис. 5.

Флюенс определялся путем умножения плотности потока на время облучения.

Как было отмечено выше, средняя мощность реактора постепенно снижалась с 1.85 до 1.55 МВт. Полученные ранее и новые значения плотности потока быстрых нейтронов в сравнении представлены на рис. 6. Согласно рис. 6, среднее абсолютное изменение плотности потока быстрых нейтронов при снижении средней мощности реактора составило 15%. Это значение вполне соотносится с изменением средней мощности реактора. Существенное отклонение на расстоянии ~ 5 м

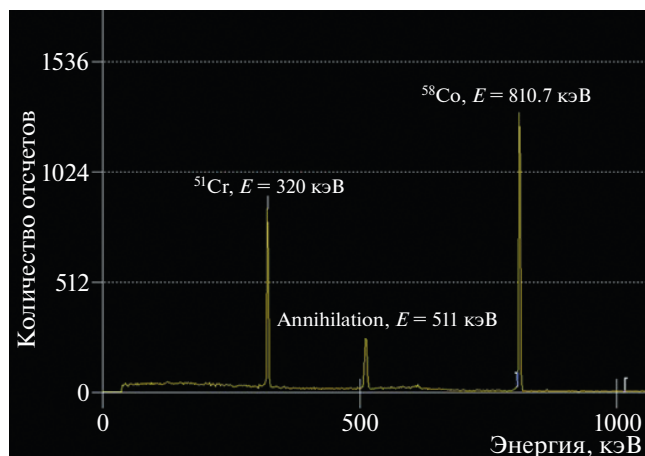


Рис. 4. Измеренный спектр γ -квантов спутника н.а.а. после облучения.

Плотность потока быстрых нейтронов, нейтронов/($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)

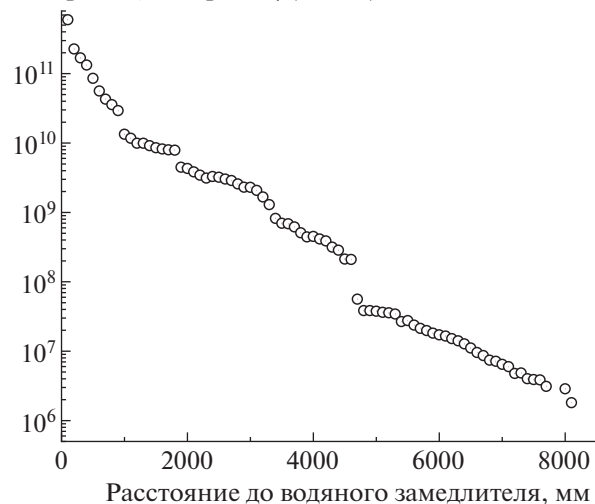


Рис. 5. Зависимость плотности потока быстрых нейтронов от расстояния до водяного замедлителя.

Плотность потока быстрых ($E > 1$ МэВ) нейтронов, нейтронов/(см² · с)

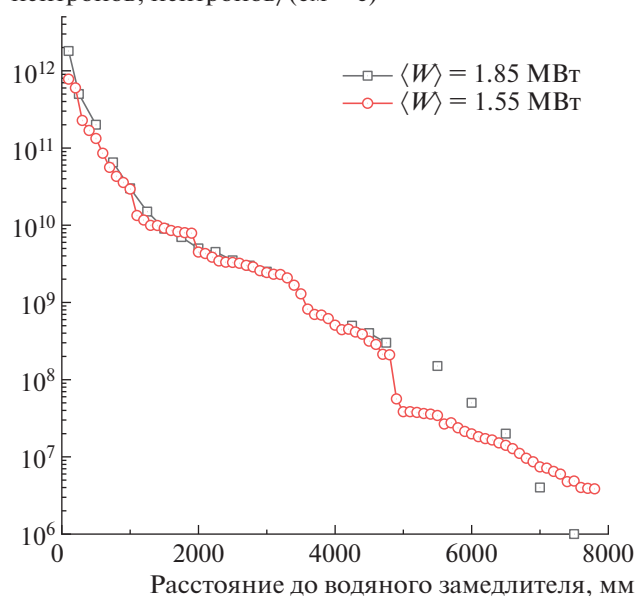


Рис. 6. Плотности потока быстрых нейтронов при разных средних мощностях W реактора ИБР-2.

от водяного замедлителя обусловлено использованием другого нейтронотода внутри облучательной установки.

ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОЛЯ ГАММА-КВАНТОВ

Методом Монте-Карло был рассчитан приведенный к одному нейтрону спектр γ -квантов на минимально возможном удалении, ~ 100 мм, образцов от водяного замедлителя (рис. 7).

При проведении экспериментов с облучением биологических систем и различных полимеров важным вкладом в общую дозовую нагрузку будет являться поглощенная доза γ -излучения. Величина поглощенной дозы определялась при помощи радиохромных дозиметров FWT-60-00, содержащих в нейлоновой матрице лейкокраситель парарозанилин цианид [7], и фотометра FWT-92D фирмы Far West Technology inc. Поглощенная γ -доза в пленке определялась по изменению ее оптической плотности до и после облучения.

Стандартные дозиметры имеют размеры 10×10 мм и толщину ~ 42.5 мкм. Химический состав (в процентах от массы) дозиметра: 63.7% С, 12.0% N, 9.5% H и 14.8% O. Дозиметр не теряет гибкости и остается простым в обращении, даже после воздействия значительной поглощенной дозы, порядка нескольких десятков мегарад. Данные дозиметры характеризуются небольшим затуханием после облучения, линейным откликом в широком диапазоне доз, минимальной зависимостью

Поток γ -квантов, 10^{-7} квантов/см²

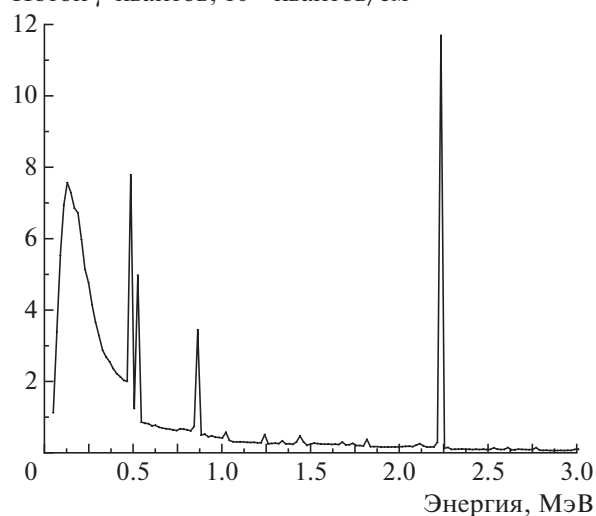


Рис. 7. Рассчитанный методом Монте-Карло спектр γ -квантов на один нейтрон на расстоянии 100 мм от водяного замедлителя.

от параметров окружающей среды, продолжительным сроком службы. Принцип работы фотометра и дозиметров описан в работах [7, 8]. Измеренные поглощенные дозы γ -излучения, приведенные к мощности поглощенных доз (отношение поглощенной в пленках дозы ко времени облучения), представлены на рис. 8.

В силу ограниченности диапазона измеряемых поглощенных доз γ -излучения дозиметрами FWT-

Мощность поглощенной дозы γ -излучения, Гр/с

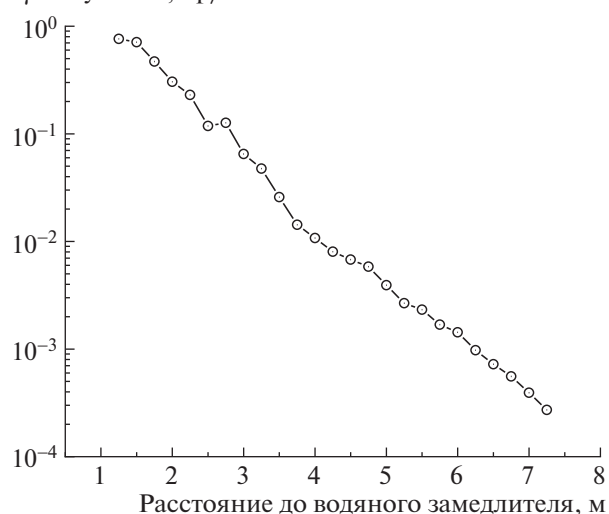


Рис. 8. Измеренные мощности поглощенных в FWT-60-00 доз γ -излучения для облучательной установки в канале № 3 реактора ИБР-2.



Рис. 9. Измеренная и рассчитанная мощности поглощенной в FWT-60-00 дозы γ -излучения.

60-00 было проведено моделирование мощностей доз в программе MCNP для остальной части облучательной установки, где измерения уже невозможны. MCNP представляет собой программу, позволяющую моделировать методом Монте-Карло перенос и взаимодействие ионизирующего излучения в конкретных материалах и системах. Результаты расчетов и экспериментальные данные представлены на рис. 9. Как видно, они отлично соотносятся друг с другом.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представлены текущие характеристики полей ионизирующего излучения и методики их количественной оценки для облучательной установки канала № 3 реактора ИБР-2. Уточнены плотности потоков быстрых нейтронов для мощности 1.55 МВт реактора ИБР-2. Впервые экспериментально получены величины поглощенных доз γ -излучения. Значения, превышающие измеряемый дозиметрами диапазон поглощенных доз, вблизи водяно-

го замедлителя были рассчитаны методом Монте-Карло. Полученные характеристики облучательной установки позволяют пользователям самостоятельно выбирать положения образца с учетом требуемых количественных величин полей ионизирующих излучений.

Облучательная установка позволяет обеспечить широкий диапазон плотностей потоков быстрых нейтронов (6 порядков) и поглощенной дозы γ -излучения (5 порядков) вдоль своей длины, поэтому может быть использована для проведения большого числа экспериментов на радиационную стойкость материалов и систем.

Данная работа была написана при поддержке Минобрнауки РФ № 075-15-2021-1352.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Булавин М.В., Верхоглядов А.Е., Кулагин Е.Н., Афанасьев С.В., Замятин Н.И., Шафрановская А.И. // Сообщение ОИЯИ № РЗ-2017-55. Дубна, 2017.
2. Bulavin M.V., Cheplakov A.P., Kukhtin V.V., Kulagin E.N., Kulikov S.A., Shabalin E.P., Verkhoglyadov A.E. // Nucl. Instrum. and Methods in Phys. Res. Section B Beam Interactions with Materials and Atoms. 2015. V. 12. № 2. P. 26. <https://doi.org/10.1016/j.nimb.2014.11.024>
3. Shabalin E.P., Verkhoglyadov A.E., Bulavin M.V., Rogov A.D., Kulagin E.N., Kulikov S.A. // Phys. of Particles and Nucl. Lett. 2015. V. 12. № 2. P. 344. <https://doi.org/10.1134/S154747711502020X>
4. Handbook of Radioactivity Analysis. 2nd Ed. / Ed. by M.F. L'Annunziata. San Diego: Acad. Press, 2003.
5. <https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j40/j40f28.html>
6. Гамма-спектрометры многоканальные для измерения рентгеновского и гамма-излучения CANBERRA. Руководство по эксплуатации. Mirion Technologies (Canberra). Inc. M., 2018.
7. Радиохромные дозиметры серии FWT-60: [Электронный ресурс] // Far West Technology, Inc. © M., 2002. URL: <http://www.fwt.com/racm/fwt60ds.htm>. (Дата обращения 05.03.2021).
8. Radiachromic reader FWT-92D. Operation manual. Far West Technology. California, Inc. Goleta, 1996.