

- Conf. of Solvent Extr. in the Process Industries (ISEC'90). London, NY: Elsevier, 1992, Pt A, p. 657—662.
12. **Iwabuchi H., Sasaki K., Koyama K. e.a.** Conceptual study for a computer-aided extraction-status diagnostic system for the Pu—U partition cycle of the Tokai reprocessing plant. — Ibid., p. 705—710.
 13. **Baron P., Miquel P., Dormant J. e.a.** Extraction cycles design for La Hague plants. — In: Proc. Intern. Conf. Global'93. USA, 1993, p. 63—69.
 14. **Masson H., Houguier H., Bernar C. e.a.** Advanced purex process and waste minimization at La Hage. — In: Proc. Intern. Conf. on Nuclear Waste Manag. and Environ. Remediat. Czech. Rep., 1993, v. 1, p. 351—360.
 15. **Miura N., Watahiki M., Nakamura Yo.E. e.a.** Operation experience and anti-foam study at the Tokai reprocessing plant. — In: Proc. Intern. Conf. Global'97. Japan, 1997, v. 2, p. 1238—1243.
 16. **Drain F., Moulin J.-P., Hugelmann D.** Advanced solvent management in reprocessing: five years of industrial experience. — In: Intern. Solvent Extraction Conf. ISEC'96. Australia, Melbourne, 1996, v. 1, p. 789—793.
 17. **Dzekun E.G., Dubrovsky V.M., Zakharkin B.S.** Commercial reprocessing of WWER-440 spent fuel. — In: Proc. 3d Intern. Conf. on Nucl. Fuel Reproc. & Waste Manag. RECOD'91. Japan, 1991, v. 1, p. 44—48.
 18. **Глаголенко Ю.В., Дзекун Е.Г., Ровный С.И.** Переработка облученного ядерного топлива на комплексе РТ-1: история, проблемы, перспективы. — Вопросы радиационной безопасности (ПО «Маяк», Озерск), 1997, № 2, с. 3—12.
 19. **Ровный С.И., Неделина Л.В., Тараканов В.М. и др.** Об особенностях разделения плутония и непутия в условиях переработки ОЯТ на комплексе РТ-1. — Радиохимия, 1998, т. 40, № 4, с. 331—335.
 20. **Dzekun E.G., Zilberman B.Ya., Zhirnov Yu.P. e.a.** Evaporation procedures in spent fuel reprocessing. — In: Proc. of 3d Intern. Conf. on Nucl. Fuel Reproc. & Waste Manag. RECOD'91. Japan, 1991, v. 1, p. 433—436.
 21. **Lazarev L.N., Lyubtsev R.I., Lebedev V.A. e.a.** Construction of the plant RT-2 as a way for solving the problem of WWER-1000 spent fuel management in Russia. Abstracts 3d Ann. Sci. Conf. of Nucl. Soc. Intern. NT'92. St. Petersburg, 1992, p. 14—16.
 22. **Зильберман Б.Я., Макарычев-Михайлов М.Н., Сапрыкин В.Ф. и др.** Регенерация отработавшего экстрагента ТБФ — разбавитель ректификацией с водяным паром. — Радиохимия, 2002, т. 44, № 3, с. 252—259.
 23. **Zilberman B.Ya., Fedorov Yu.S., Mishin E.N. e.a.** Superpurex as an optimized TBP-compatible process for long-lived radionuclide partitioning. — In: Proc. Intern. Conf. Global'2003. USA, 2003, p. 503—507.
 24. **Гладышев М.В., Зильберман Б.Я., Ревякин В.В. и др.** Одноциклическая схема экстракционной переработки отработавшего топлива АЭС с сорбционной доочисткой резектракта урана. — Вопросы радиационной безопасности (ПО «Маяк», Озерск), 1998, № 4, с. 27—32.
 25. **Волк В.И.** Новые подходы к процессу переработки отработавшего ядерного топлива. Тезисы докл. 3-й Рос. конф. по радиохимии «Радиохимия-2000». СПб, 2000, с. 100—101.
 26. **Бартенев С.А., Зильберман Б.Я., Есимантовский В.М. и др.** Способ окислительного разрушения солей аммония. Патент РФ № 2329554. — Бюл. «Изобр. Товарные знаки», 2008, № 20.
 27. **Gavrilov P.M., Revenko Yu.A., Kudryavtsev E.G. e.a.** Simplified PUREX-promising technology of SNF treatment for the plant of the next generation. — In: Proc. Intern. Conf. Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems Global'2007. USA, CD, p. 1484—1489.
 28. **Gavrilov P.M., Kudryavtsev E.G., Revenko Yu.A.** Experimental demonstration center on MCC as a prototype of the 3d generation plant for thermal reactor SNF reprocessing. — In: Proc. Intern. Conf. Global'2009 on Nuclear Fuel Cycles: Sustainable Options and Industrial Perspectives. USA, 2009, CD, p. 66—69.

Поступила в Редакцию 16.06.09

УДК 536.62.2+539.1.074

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И РАСЧЕТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЗОВЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ЭТАЛОННОГО ИСТОЧНИКА γ -ИЗЛУЧЕНИЯ

Грунин А.В., Донской Е.Н., Залялов А.Н., Иванов Г.А., Ковшов К.Н., Лазарев С.А., Петрушин О.Н.,
Тарасов М.Д. (РФЯЦ — ВНИИЭФ, г. Саров, Нижегородская обл.)

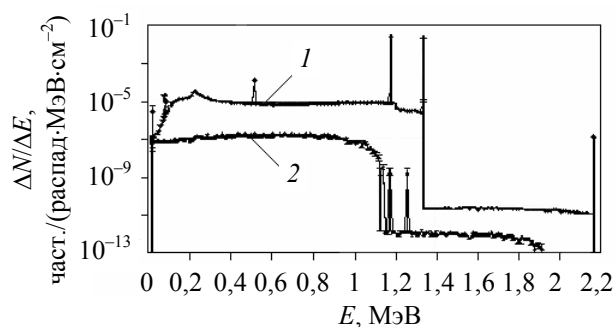
На импульсных ядерных реакторах и ускорителях электронов с помощью датчиков различного типа регистрируют экспозиционную дозу и мощность экспозиционной дозы γ - и тормозного излучения [1, 2]. В качестве эталонов экспозиционной дозы используют статические изотопные источники γ -излучения ^{60}Co и ^{137}Cs , мощность экспозиционной дозы которых в 10^8 — 10^{12} раз меньше, чем на импульсных установках.

Настоящая статья посвящена совершенствованию процедуры, обеспечивающей передачу размера единицы экспозиционной дозы от эталона к рабочим средствам измерений, и оценке погрешности. Для этого используется высокоточная аппаратура, надежно работающая в условиях как статического, так и импульсного

облучения, а также математическая модель взаимодействия излучения с веществом.

Для уменьшения погрешности градуировки во ВНИИЭФ разработана численная модель поля изотопной установки ЭТАЛОН-3 [3]. Модель основана на программе ЭЛИЗА, предназначенной для проведения расчетов методом Монте-Карло совместного переноса γ -излучения, электронов и позитронов в веществе [4, 5]. Ранее расчет этим методом выхода вторичных электронов из различных материалов от γ -квантов радиоизотопных установок показал совпадение с экспериментом в пределах не более 50% [6]. Расчеты по программе ЭЛИЗА распределения поглощенной дозы в воздухе, Al, Cu, Au и Pb для моноэнергетических электронов энергией от 0,02 до 1 МэВ сравнивали с экспериментами [7—9]. Во всех случаях, часть которых представлена в работе [10], расчетные и экспериментальные результаты совпали с погрешностью 5—15%. Это определялось ошибкой не только расчетов, но и экспериментов.

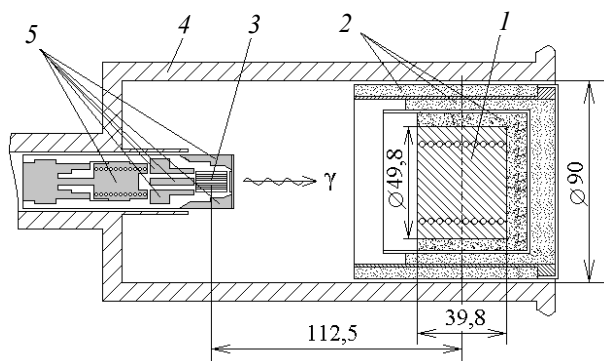
В рамках разработанной модели поля излучения установки ЭТАЛОН-3 рассчитывают спектрально-пространственное распределение флюенса γ - и электронного излучения, а также поглощенную дозу в рабочем теле градуируемого детектора. При построении геометрии задачи для расчетов по программе ЭЛИЗА авторы настоящей работы и публикации [3] стремились максимально точно воспроизвести реальную геометрию экспериментального зала и источника излучения. Расчеты проводили для всех основных компонентов схемы распада ^{60}Co — γ -линии 1,1732, 1,3325 и 2,1586 МэВ, β -переходы 0,3181 и 1,4914 МэВ. Ранее сравнение экспериментального и расчетного распределения мощности экспозиционной дозы в направлении, перпендикулярном оси коллиматора на расстоянии 70 см от γ -источника для его стандартной геометрии, показало совпадение с погрешностью 2—3% [3]. Расчетные спектры квантов и электронов заметно отличались от исходного спектра ^{60}Co (рис. 1). Средняя энергия γ -квантов на расстоянии 70 см от центра источника $\bar{E}_\gamma = 1,0237 \pm 0,0003$ МэВ, исходного спектра — $\bar{E}_\gamma = 1,2529$ МэВ, доля первичного излучения 65%, средняя энергия электронов $\bar{E}_e = 0,552 \pm 0,003$ МэВ, исходного спектра — $\bar{E}_e = 0,181$ МэВ.



Р и с. 1. Расчетные спектры излучения на расстоянии 70 см от центра источника [3]: 1 — кванты; 2 — электроны

Для тестирования модели поля излучения изотопного источника использовали калориметр на основе проволочного термометра сопротивления, включенного в измерительный мост [11, 12]. В условиях импульсного облучения тормозным излучением за счет эффективной теплоизоляции рабочего тела калориметра от окружающей среды воздушными зазорами и пенопластом адиабатический режим в датчике калориметра поддерживали в течение минимум десятков секунд [11]. Рабочее тело калориметра выполнено в виде цилиндра из сплава марки АД1, в котором согласно химическому анализу 99,61% по массе чистого алюминия. Сплав на основе алюминия выбран из соображения близости по атомному номеру с кремнием, материалом, из которого изготавливают полупроводниковые датчики ионизирующего излучения. Диаметр и высота рабочего тела калориметра равны 49,8 и 39,8 мм, масса и средняя плотность — 208,13 г и 2,685 г/см³. Сплав АД1 составлял 99,5% общей массы рабочего тела калориметра. Ошибка измерений поглощенной дозы с вероятностью 0,95 не превышала $\pm 4\%$ с учетом систематической погрешности в теплоемкости, определяемой по температурной зависимости теплоемкости чистого алюминия из справочных данных [13]. Чувствительность калориметра $J = 1,735$ мкВ/Гр вблизи температуры 293 К, когда теплоемкость $c_p = 900$ Дж/(кг·К). Датчик температуры выполнен из проволоки на основе никеля диаметром 0,03 мм. Витки проволоки с шагом 0,3 мм равномерно расположены внутри рабочего тела калориметра вдоль направления облучения. Инерционность датчика не превышала несколько секунд.

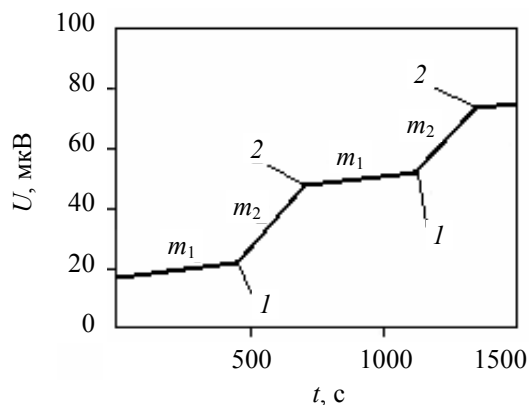
Датчик калориметра располагали в коллиматоре установки, выполненном из свинца (рис. 2). Расстояние между центрами γ -источника и датчика калориметра составляло



Р и с. 2. Схема облучения: 1 — рабочее тело калориметра; 2 — тепловая изоляция (пенопласт); 3 — γ -источник ^{60}Co ; 4 — коллиматор установки; 5 — детали крепежа γ -источника

112,5 мм. Измерительную аппаратуру включали за 450 с до начала облучения. Источник γ -излучения из хранилища на облучательную позицию перемещался примерно за 10 с.

За счет постоянного притока тепла к датчику от элементов конструкции эталона экспозиционной дозы измерительная система калориметра регистрировала нарастание дисбаланса измерительного моста с постоянной скоростью $dU/dt = m_1$ (рис. 3). После размещения источника γ -излучения на рабочей позиции скорость нарастания дисбаланса моста за счет облучения датчика увеличивалась до $dU/dt = m_2$ из-за дополнительного притока тепла. Для каждого облучения в результате вычитания значения m_1 из m_2 определяли скорость нарастания дисбаланса измерительного моста dU_D/dt , пропорциональную мощности поглощенной дозы. В серии из 20 измерений было установлено, что $dU_D/dt = 85 \pm 1$ нВ/с. Переход от скорости увеличения дисбаланса моста к мощности поглощенной дозы осуществляли по формуле $dD/dt = J^{-1} \cdot dU_D/dt$.



Р и с. 3. Изменение дисбаланса измерительного моста калориметра от времени: 1, 2 — начало и окончание облучения

В результате экспериментальное значение $dD/dt_{\text{эксп}} = 49 \pm 2$ мГр/с. Скорость увеличения температуры рабочего тела калориметра за счет облучения $dT/dt = C_p^{-1} \cdot dD/dt_{\text{эксп}} = 54 \pm 2$ мК/с.

В расчетах была использована геометрия рис. 2. Поглощенную дозу рассчитывали с учетом взаимодействия исходного излучения с материалами γ -источника, элементами его крепежа, воздухом, элементами конструкций, окружающих γ -источник, в частности, трубой коллиматора. Абсолютную нормировку результатов расчета проводили на активность источника в день проведения измерений, рассчитываемую в соответствии с процедурами, которые определены в Свидетельстве о сличении установки ЭТАЛОН-3 из состава вторичного эталона ВЭТ 8-12-91, принадлежащего ВНИИЭФ, с государственным первичным эталоном ГЭТ 8-82. В результате расчетным путем получена мощность поглощенной дозы $dD/dt_{\text{расч}} = 46,9 \pm 0,8$ мГр/с, где относительная погрешность 1,7% определялась процедурой сличения первичного и вторичного эталонов (статистическая погрешность расчетов 0,2%). Отношение экспериментального и расчетного значения dD/dt составило $1,04 \pm 0,04$. Погрешность оценивалась, в первую очередь, экспериментальной ошибкой. Отметим, что погрешность расчетов определялась не только их статистической составляющей, но и ошибкой используемых сечений, которая в лучшем случае составляла ± 1 —2%. На этом основании можно говорить о совпадении экспериментальной и расчетной мощности экспозиционной дозы.

Таким образом, если начальный спектр γ -квантов известен с высокой степенью точности, то по математической модели поля излучения эталонной установки рассчитывается поглощенная доза в калориметре с относительной погрешностью, не превышающей несколько процентов. Используя эксперименты и расчеты по программе ЭЛИЗА, можно обеспечить передачу размера единицы экспозиционной дозы от статического эталонного γ -источника к рабочим средствам измерений и источникам тормозного излучения, работающим в импульсном режиме. Это позволит разработать новую методику градуировки и повысить точность измерений экс-

позиционной дозы в полях мощных импульсных источников тормозного излучения.

Авторы благодарят Е.Н. Волянскую за помощь в оформлении и редактировании статьи.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Герасимов А.И., Гордеев В.С., Горностай-Польский С.А. и др. Измерения характеристик высокоинтенсивных полей излучений при проведении радиационных исследований на моделирующих установках и комплексах РФЯЦ — ВНИИЭФ. — В сб.: VIII Харитоновские чтения по проблемам физики высоких плотностей энергии. Саров, 2006, с. 73—80.
2. Громов В.Т., Кормилицын А.И., Кураков Н.П. и др. Экспериментальная база РФЯЦ — ВНИИТФ и методическое обеспечение физических измерений при проведении экспериментальных исследований на моделирующих установках. — В сб.: VII межотраслевая конф. по радиационной стойкости. Снежинск, 2006, с. 3—16.
3. Лазарев С.А., Донской Е.Н., Ковшов К.Н., Иванов Г.А. Расчет пространственно-спектральных распределений поля излучения изотопной установки ЭТАЛОН-3. — В сб.: VIII межотраслевая конф. по радиационной стойкости. Саров, 2008, с. 323—332.
4. Донской Е.Н. Методика и программа ЭЛИЗА решения методом Монте-Карло задач совместного переноса γ -излучения, электронов и позитронов. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 1993, вып. 1, с. 3—6.
5. Донской Е.Н. Методика и программа ЭЛИЗА для решения методом Монте-Карло задач совместного переноса гамма-излучения, электронов и позитронов. Вторая версия. — В сб.: VI межотраслевая конф. по радиационной стойкости. Саров, 2003, с. 93—99.
6. Аккерман А.Ф., Грудский М.Я., Смирнов В.В. Вторичное электронное излучение из твердых тел под действием γ -квантов. М.: Энергоатомиздат, 1986. 168 с.
7. Grün E.A. Lumineszenz-photometrische Messungen der Energieabsorption im Strahlungsfeld von Elektronenquellen Eindimensionaler Fall in Luft. — Z. Naturf., 1957, v. 12a, № 2, p. 89—95.
8. Cosslett V., Tomas R. Multiple scattering of 5—30 keV electrons in evaporated metal films I. Total transmission and angular distribution. — Brit. J. Appl. Phys., 1964, v. 15, № 8, p. 883—889.
9. Nakai Y. Energy dissipation of electron beams in matter. — J. J. Appl. Phys., 1963, v. 2, № 12, p. 743—756.
10. Богданкевич О.В., Донской Е.Н., Коваленко В.А. и др. О распределении плотности возбуждения в полупроводниковых лазерах с накачкой электронным пучком. — Квантовая электроника, 1983, т. 10, № 11, с. 2236—2246.
11. Тарасов М.Д., Грунин А.В., Корочкин М.А. и др. Калориметр на основе термометра сопротивления. — Приборы и техн. экспер., 2005, № 5, с. 26—28.
12. Тарасов М.Д., Петрушин О.Н., Савельев Ю.А. и др. Калориметр импульсного ионизирующего излучения. — Там же, 2008, № 3, с. 173—174.
13. Бабичев А.П., Бабушкина А.М., Братковский А.М. и др. Справочник по физическим величинам. Под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлиханова. М.: Энергоатомиздат, 1991. 1232 с.

Поступила в Редакцию 10.08.09

УДК 621.039.51

ИЗУЧЕНИЕ САМОРЕГУЛИРУЕМОГО РЕЖИМА ВОЛНЫ ЯДЕРНОГО ГОРЕНИЯ В БЫСТРОМ РЕАКТОРЕ НА ОСНОВЕ ТОРИЙ-УРАНОВОГО ЦИКЛА

Мельник Ю.П., Пилипенко В.В., Фомин А.С., Фомин С.П., Шульга Н.Ф.
(Ин-т теоретической физики им. А.И. Ахиезера ННЦ ХФТИ, Харьков, Украина)

В настоящее время приоритетным требованием при разработке ядерных реакторов является их безопасная эксплуатация. В связи с этим большой интерес представляет разработка новых концепций ядерных реакторов с внутренней безопасностью, в которых возникновение неконтролируемой цепной реакции невозможно в силу заложенных в их конструкцию физических принципов. Кроме того, в ближайшие десятилетия мировая ядерная энергетика столкнется с необходимостью перехода на широкомасштабное использование быстрых реакторов. Это обу-

словлено истощением разведанных земных запасов ^{235}U , который является основным топливом действующих тепловых реакторов. Альтернативой является переход на уран-плутониевый топливный цикл, при котором основной делящийся изотоп ^{239}Pu нарабатывается в быстром реакторе из ^{238}U , запасы которого в сотни раз превышают запасы ^{235}U . Другим топливным материалом для быстрых реакторов может служить ^{232}Th , разведанные запасы которого во много раз превышают запасы ^{238}U .