ПРИБОРЫ И ТЕХНИКА ЭКСПЕРИМЕНТА, 2024, № 3, с. 25–39

ТЕХНИКА ЯДЕРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА

УДК: 621.039.7

ОПЫТ И ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ СКАНИРУЮЩИХ УСТРОЙСТВ ДЛЯ КОНТРОЛЯ РАДИАЦИОННЫХ ПОЛЕЙ В ОСТАНОВЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРАХ

А. О. Павлюк[a,b,*], С. Г. Котляревский[b], Р. И. Кан[b], Е. П. Зеленецкая[a,]**

[a] *Национальный исследовательский Томский политехнический университет*
Россия, 634050, Томск, просп. Ленина, 30
[b] *Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов*
Россия, 636000, Северск, Томская область, Автодорога 13, стр. 179а
**e-mail: pavlyuk17@tpu.ru*
***e-mail: zeka@tpu.ru*

Поступила в редакцию 25.08.2023 г.
После доработки 02.11.2023 г.
Принята к публикации 06.12.2023 г.

Работа посвящена оценке возможностей сканирующих устройств для внутриреакторного радиационного обследования остановленных уран-графитовых ректоров. Представлено описание нескольких поколений сканирующих устройств, конструкция и комплектация которых постоянно совершенствовалась с учетом получаемого опыта и появления новых задач. Рассмотрены подходы и результаты определения метрологических характеристик детекторов γ- и нейтронного излучений разных типов непосредственно в конструкциях реактора, в которых преобладает смешанное излучение (α, β, γ и нейтронное). Представлены оценки влияния энергетической зависимости чувствительности на показания γ-детекторов разных типов, а также помехоустойчивости детекторов нейтронов к γ-излучению.

DOI: 10.31857/S0032816224030042 **EDN:** OVXRYT

1. ВВЕДЕНИЕ

В настоящие время в России окончательно остановлены все промышленные уран-графитовые реакторы ПУГР (АО “Сибирский химический комбинат”, ФГУП “Горно-химический комбинат” и ПО “Маяк”), энергетические реакторы типа АМБ (Белоярская АЭС) и три реактора типа РБМК-1000 (энергоблок № 1 и № 2 Ленинградской АЭС, энергоблок № 1 Курской АЭС). В период до 2038 г. планируется окончательная остановка всех находящихся в настоящее время в эксплуатации девяти реакторов РБМК [1].

В отличие от ПУГР и АМБ, значительная часть которых была остановлена уже к началу 90-х годов, реакторы РБМК-1000 начали останавливать относительно недавно. Начиная с конца 2018 г., на этих реакторах ведутся работы по подготовке к выводу из эксплуатации. Согласно федеральным нормам и правилам [2, 3], после окончательной остановки при подготовке реактора к выводу из эксплуатации необходимо провести оценку радиационного и ядерного состояний его конструкций. Результаты ядерного и радиационного обследований используются в качестве исходных данных для разработки необходимых документов для подготовки проекта и получения лицензии на вывод из эксплуатации. При обследовании уран-графитовых реакторов одним из важнейших этапов является изучение распределения радиационных полей в металлоконструкциях и графитовой кладке, определение зон локализации долгоживущих продуктов деления, активации и трансурановых элементов, а также оценка и прогнозирование спада активности с течением времени после прекращения эксплуатации.

Объем необходимых работ по радиационному обследованию зависит от конструкционных особенностей реактора, количества и масштаба инцидентов, связанных с разгерметизацией топливных блоков (образование просыпей), количества активированных металлических деталей, оставшихся в графитовых кладках и т.д. Кроме графитовых кладок, интерес представляют распределения полей в аксиальном и радиальном направлениях основных металлических конструкций реакторов. В связи с необходимостью выполнения значительного количества измерений, обеспечения оперативной обработки, записи и хранения данных, а также сокращения дозовых нагрузок на персонал при выполнении работ в радиационно опасных условиях, в 2000-х годах была начата разработка дистанционно управляемых автоматизированных устройств специального назначения, предназначенных для сканирования трактов каналов остановленных уран-графитовых реакторов.

2. ЭТАПЫ РАЗРАБОТКИ И ОПИСАНИЕ СКАНИРУЮЩИХ УСТРОЙСТВ

Первый образец сканирующего устройства ГАММА-Р (рис. 1, 2), разработанный на Сибирском химическом комбинате, включал в себя компьютер со встроенной платой АЦП PCL-818LS и программным обеспечением для дистанционного управления блоком сканирования, визуализации и обработки экспери-

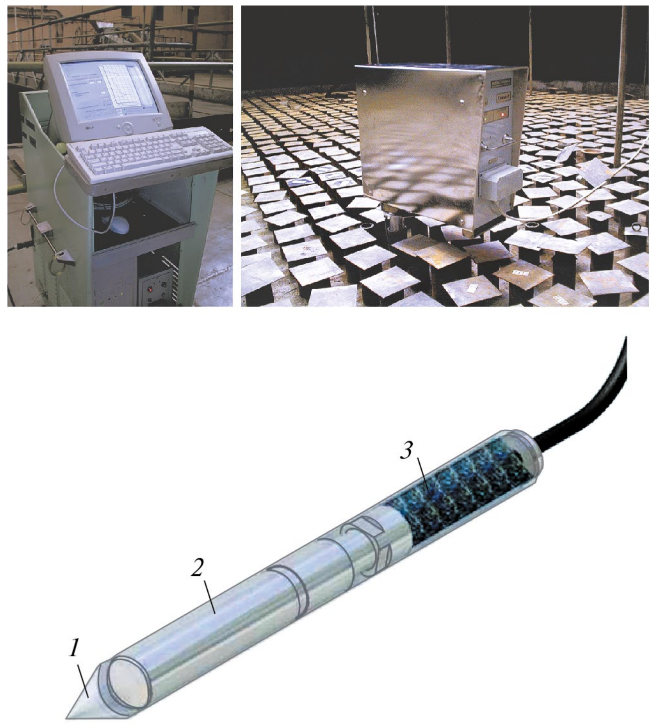

Рис. 2. Экспериментальный образец сканирующего устройства ГАММА-Р (разработка 2002 г.): *1* — чехол, *2* — ионизационная камера КГ-10, *3* — предусилитель.

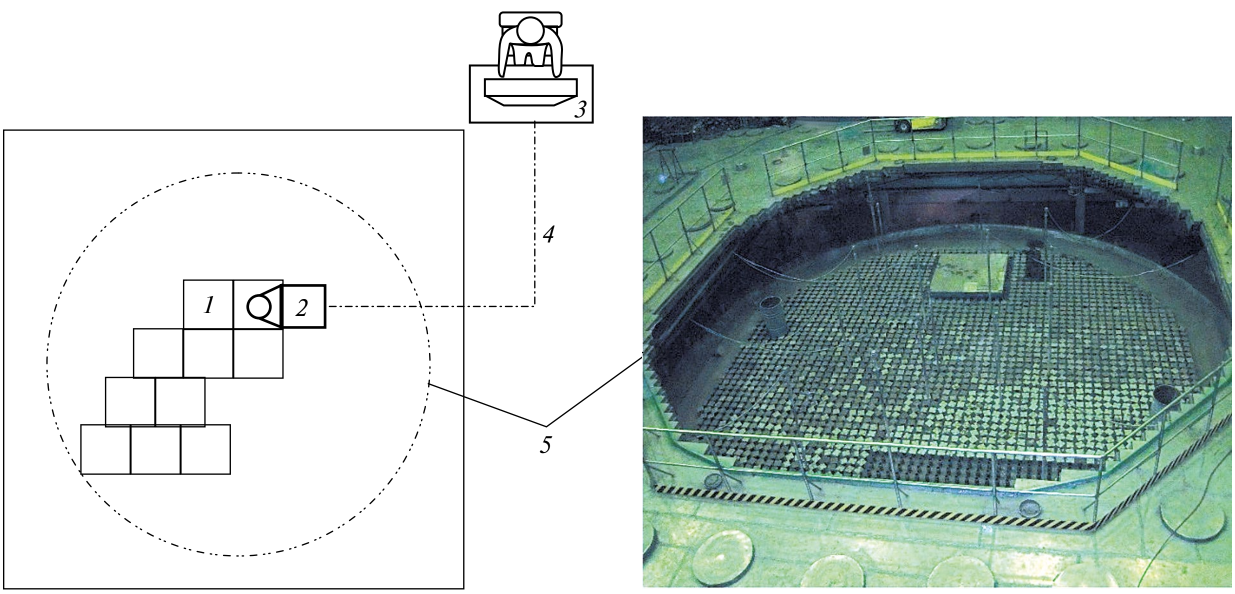

Рис. 1. Схема расположения блоков сканирующего устройства (слева) в центральном зале (справа) реактора: *1* — выбранные области ячеек для сканирования, *2* — блок сканирования, *3* — место оператора, *4* — канал связи, *5* — контур активной зоны реактора (радиационно-опасная для персонала зона).

ментальных данных в режиме реального времени, поступающих от детектора γ-излучения, перемещаемого блоком сканирования [4–6]. Надежная связь блоков управления и сканирования обеспечивалась на расстояниях до 25 м. Детектор включал в себя ионизационную камеру с сеткой КГ-10. Ток камеры подавался на расположенный в блоке детектирования логарифмический усилитель. Был добавлен контроль длины кабеля при опускании и поднятии детектора, а также реализована возможность автоматической остановки движения детектора в случае возникновения проблем с его прохождением в канале реактора. Установлены режимы непрерывного и дискретного перемещения детекторов с задаваемым шагом по высоте каналов. В результате внедрения устройства воздействие излучения на персонал ограничилось только временем, необходимым для установки блока сканирования на выбранную для исследования ячейку в интересующей зоне или смены блока детектирования. Оператор, управляющий процессом измерений через персональный компьютер, находится в центральном зале вне зоны воздействия излучения от верхних конструкций верхнего перекрытия реактора. В последующих модификациях сканирующего устройства (экспериментальный образец СКУ-Н) была реализована возможность установки детекторов тепловых и надтепловых нейтронов (рис. 3). Опытный образец устройства СКУ-П, представленный на рис. 3, является конечным результатом разработки и испытаний экспериментальных образцов сканирующих устройств ГАММА-Р и СКУ-Н.

С учетом опыта разработки и апробации предыдущих образцов сканирующих устройств, совместно с ООО НИПП “Грин Стар Инструментс” (г. Москва), было разработано и изготовлено более совершенное сканирующее устройство — программно-аналитический комплекс (ПАК), представленный на рис. 4.

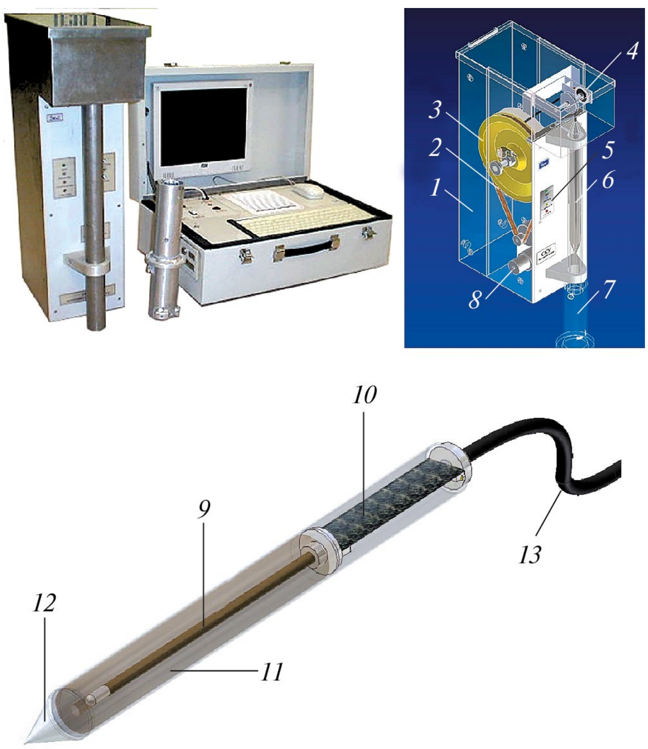

Рис. 3. Общий вид опытного образца сканирующего устройства СКУ-П (слева), схема блока сканирования (справа) и детектора нейтронов (снизу): *1* — кожух из нержавеющей стали, *2* — электромагнитный тормоз, *3* — намоточный барабан, *4* — датчик движения и контроля длины кабеля, *5* — световые индикаторы положения детектора, *6* — блок детектирования, *7* — центрирующее устройство, *8* — электродвигатель, *9* — счетчик нейтронов, *10* — предусилитель детектора, *11* — замедлитель нейтронов из полиэтилена, *12* — чехол из кадмия, *13* — кабель.

Рис. 4. Блоки управления, регистрации и детектирования ПАК (разработка 2012 г.): блок управления (слева) и электромеханическое устройство сканирования “Сканер-ЭУС” (по центру): *1* — детектор нейтронов без чехлов, 2 — кадмиевый фильтр, *3* — замедлитель, *4* — счетчики нейтронов СНМ-12 (снизу).

Опытный образец ПАК имеет следующую комплектацию:

- блок управления и регистрации на базе спектрометрического комплекса СКС-50М-Г43 со специализированным программным обеспечением;
- промышленный ноутбук;
- электромеханическое устройство сканирования “Сканер-ЭУС”.

Блок управления и регистрации на базе спектрометрического комплекса СКС-50М-Г43 имеет следующую комплектацию:

- спектрометрический тракт на основе одноплатного процессора импульсных сигналов SBS-77;
- блок детектирования быстрых нейтронов БДБН-002П на базе газоразрядного счетчика нейтронов типа СНМ;
- блок детектирования тепловых нейтронов БДТН-002П на базе газоразрядного счетчика нейтронов типа СНМ с использованием замедлителя;
- блок детектирования мощности эквивалентной дозы (МЭД) γ-излучения на основе кремниевого Si-pin детектора БДМГ-002П;
- спектрометрические блоки БДЭГ-25(25)Ц на основе CsJ(TI);
- спектрометрические блоки на основе CdZnTe-детекторов.

Технические характеристики ПАК приведены в табл. 1.

Управление работой блока “Сканер-ЭУС”, выполняющего измерения, осуществляется оператором с ноутбука. Современный образец устройства сканирования ПАК включает в себя, помимо детекторов измерения интенсивности γ- и нейтронных излучений, также разные типы перечисленных выше γ-спектрометрических детекторов. Связь между ноутбуком и блоком “Сканер-ЭУС” осуществляется посредством подключения по сети Ethernet, что позволяет существенно увеличить расстояние связи между блоками.

С применением данной и предыдущих модификаций устройств были выполнены необходимые измерения на остановленных ПУГР И-1, ЭИ-2, АДЭ-2, АДЭ-3, АДЭ-4, АДЭ-5.

На рис. 5 представлены характерные распределения γ-излучения, полей тепловых и надтепловых нейтронов, полученные с помощью сканирующего устройства по высоте технологического тракта ПУГР. За счет уменьшения шага регистрации γ-излучения по высоте до 20 и 100 мм для нейтронного излучения были получены более качественные распределения. С помощью CdZnTe-детекторов точечной геометрии были получены энергетические спектры γ-излучения [6, 7]. В спектрах γ-излучения, полученных в канале активной зоны реактора, были идентифицированы пики продукта деления ^{137}Cs (661.6 кэВ) и продукта реакции захвата нейтронов в конструкционных материалах активной зоны ^{60}Co (1173 кэВ и 1332 кэВ). Как видно на рис. 5, спектры γ-излучения по объему графитовой кладки характеризуются высокой интенсивностью “комптоновской подложки”, т.е. преобладающий вклад вносит рассеянное излучение низких энергий.

Результаты измерений позволяют идентифицировать основные источники γ-излучения в остановленном реакторе:

- активированные металлоконструкции, окружающие активную зону;
- графитовая кладка, включая находящиеся в ней:
- зоны локализации радионуклидов “топливного” происхождения в графите;
- активированные элементы деталей и устройств, термопары, удерживающие штанги и др.

Таблица 1. Основные технические характеристики программно-аналитического комплекса

Глубина сканирования, м	30
Диапазон измерения плотности потока тепловых нейтронов, см$^{-2}$·с$^{-1}$	от 10 до 10^5
Диапазон измерения плотности потока быстрых нейтронов, см$^{-2}$·с$^{-1}$	от 100 до 10^5
Диапазон измерения мощности эквивалентной дозы γ-излучения, Зв/ч	от 10^{-3} до 100
Напряжение питания, В	220 (50 Гц)
Диаметр блока детектирования, мм	36

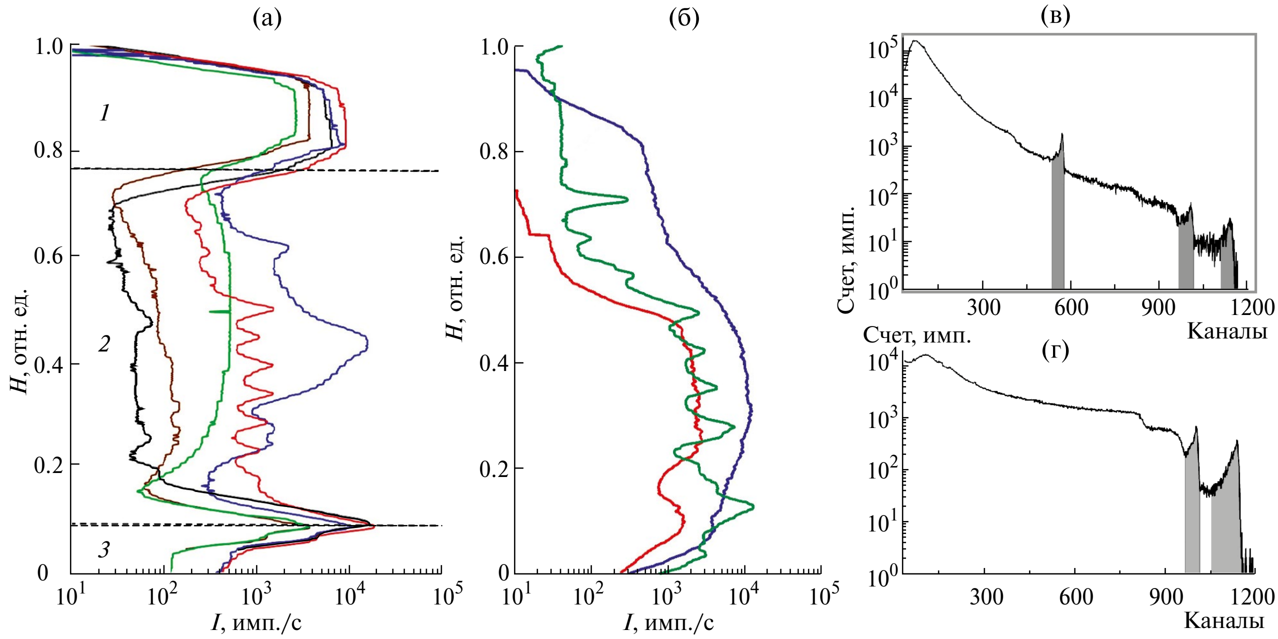

Рис. 5. Характерные относительные распределения по высоте H трактов реакторов: **а** — интенсивности γ-излучения по высоте верхних металлоконструкций *1*, графитовой кладки *2* и нижних металлоконструкций *3*; **б** — интенсивности надтепловых нейтронов *4*, гамма-излучения *5* и тепловых нейтронов *6* по высоте в ячейки зоны локализации радионуклидов топливного происхождения; **в**, **г** — энергетические спектры γ-излучения от CdZnTe-детектора, полученные в ячейке зоны локализации радионуклидов топливного происхождения и в ячейке рядом с термопарой, на которых видны пики *7* и *8*, относящееся к ^{137}Cs и ^{60}Co соответственно.

Возможность автоматизации позволила существенно расширить области измерений полей нейтронного излучений. Как видно на рис. 5 и 6, распределение источников нейтронов в кладке имеет сложный характер. Интенсивность излучения нейтронов значительно различалась от ячейки к ячейке, более чем в 1000 раз. Каждая графитовая кладка имеет индивидуальный характер загрязнения. Соответственно, учитывая размеры зон распределения нейтронных полей, может потребоваться выполнение измерений по высоте графитовой кладки почти в 80% всех ячеек (т.е. в нескольких тысячах), что оперативно можно выполнить только с применением автоматизированного сканирующего устройства.

Применение сканирующих устройств позволило не только осуществить сканирование значительного количества каналов, но и существенно усовершенствовать разработанные ГНЦ РФ-ФЭИ (г. Обнинск) методы определения количеств и характера локализации радионуклидов топливного происхождения в графитовых кладках [8, 9]. Значимую роль в этом сыграла возможность получения информации об интенсивностях γ-излучения по высоте участков тракта канала с минимальным шагом 20 мм, что позволило точно определить места и характер локализации радионуклидов топливного происхождения по высоте колонн графитовой кладки (рис. 7).

3. ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ДЕТЕКТОРОВ НЕЙТРОНОВ

К основным характеристикам детекторов нейтронов, имеющих значение для выполнения измерений нейтронных полей при определении зон локализации радионуклидов топливного происхождения, относятся: эффективность регистрации, пространственная разрешающая способность, помехоустойчивость к интенсивному γ-излучению. Для определения данных характеристик измерения осуществлялись в условиях, имитирующих условия локализации источников нейтронов (графитовая кладка) с применением источников быстрых нейтронов ИБН-10 (выход нейтронов — 1Х10^7 н/с). Градуировочные эксперименты позволяют определить пространственное разрешение детекторов нейтронов устройства, т.е. определить скорость счета как функцию расстояния между детектором и точечным источником нейтронов с известной активностью.

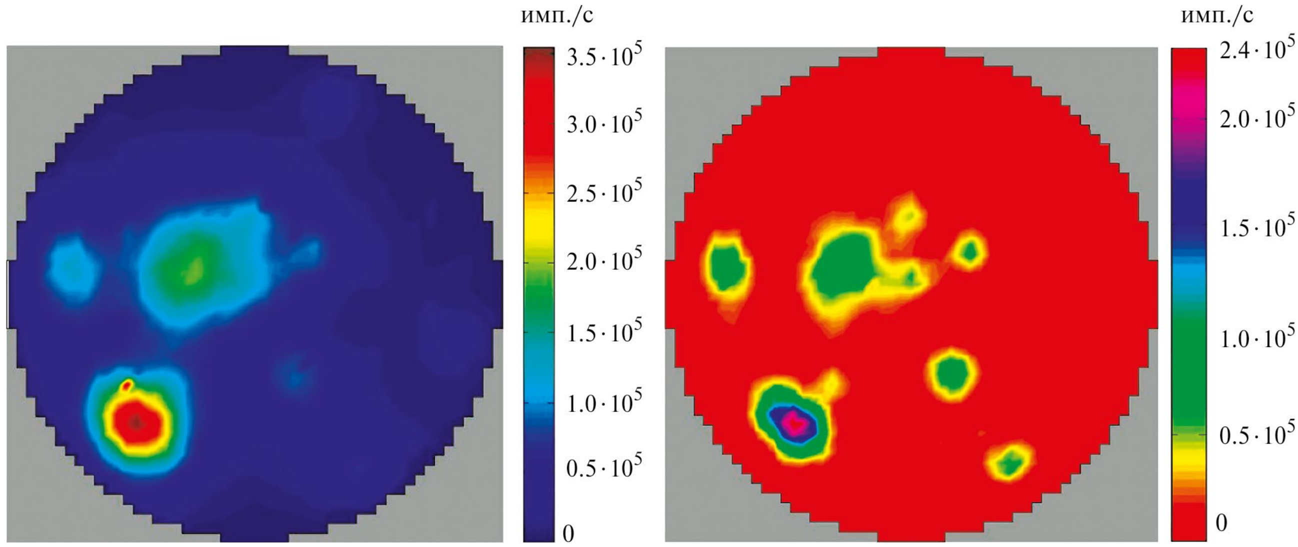

Рис. 6. Относительное распределение интенсивности тепловых (слева) и надтепловых (справа) нейтронов по горизонтальному сечению графитовой кладки остановленного реактора.

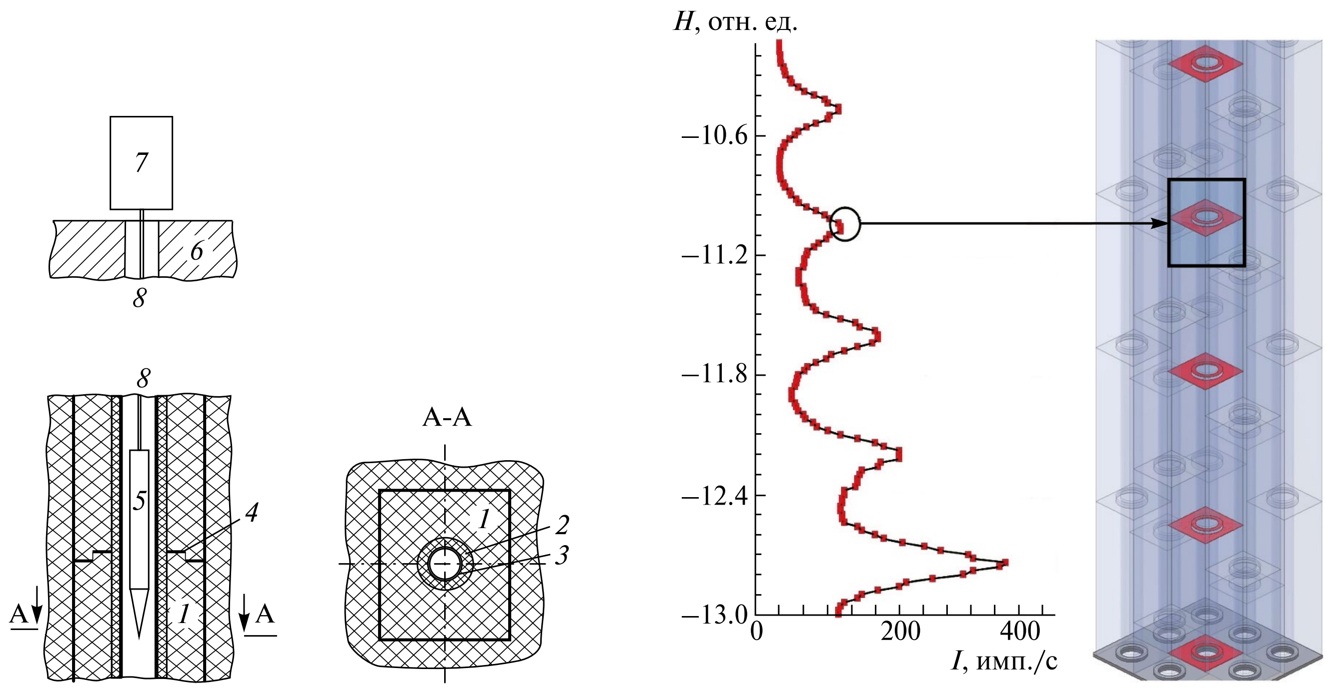

Рис. 7. Схема сканирования и результаты определения отметок локализации радионуклидов топливного происхождения по высоте *H* графитовой кладки: *1* — графитовый блок, *2* — графитовая втулка, *3* — технологический канал, *4* — межблочный стык, *5* — детектор, *6* — верхние металлоконструкции, *7* — блок сканирования, *8* — линия связи (кабель).

3.1. Определение эффективности регистрации и разрешающей способности детекторов нейтронов

Основные результаты измерений интенсивности излучения детекторами надтепловых нейтронов (ДНН) и тепловых нейтронов (ДТН) в зависимости от расстояния до источника быстрых нейтронов (ИБН) непосредственно в кладке уран-графитового реактора представлены на рис. 8. Сканирование выполнялось по всей высоте канала детекторами нейтронов в соседних ячейках.

Как показывают градуировочные эксперименты, оптимальными характеристиками для целей нейтронного сканирования обладает ДНН. Так, полуширина распределения $\Delta_{1/2}$, полученного с помощью ДНН, составила примерно 550 мм, что указывает на лучшую разре-

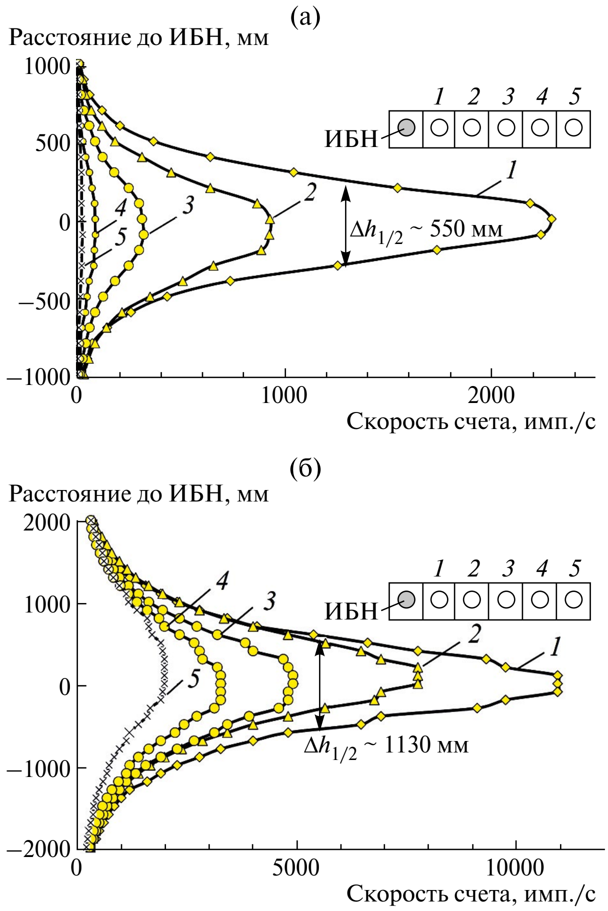

Рис. 8. Зависимость сигнала детекторов ДНН (сверху) и ДТН (снизу) относительно положения ИБН по высоте графитовой кладки.

шающую способность ДНН относительно ДТН ($\Delta_{1/2}$~1130 мм).

Эффективность регистрации (ε_n) на расстоянии n от ИБН определялась по формуле

$$\varepsilon_n = N_{изм}/I, \qquad (1)$$

где $N_{изм}$ [имп./с] — скорости счета в максимуме, I [н/с] — выход нейтронов из ИБН.

По мере удаления от источника нейтронов происходит снижение скорости счета и возрастает полуширина распределения, что, в свою очередь, приводит к ухудшению пространственного разрешения.

Преимуществом детектора тепловых нейтронов является относительно высокая эффективность регистрации, поэтому ДТН позволяет оперативно обнаружить наличие ^{244}Cm, содержащегося в просыпях топлива, в обширных районах кладки и приблизительные места его локализации (рис. 9).

Более точная информация о границах зон локализации фрагментов топлива может быть получена на основе показаний ДНН, измеряющего интенсивность более высокоэнергетических нейтронов.

Была введена аналитическая зависимость для распределения отсчетов ДНН от отклонения Δh положения ДНН относительно источника. Очевидно, что такая зависимость должна быть строго симметричной относительно ($\pm\Delta h$). Зависимость записывается в следующем виде:

$$n_Б = n_0 \exp\left(-K\frac{\Delta h^2}{\sigma^2}\right), \qquad (2)$$

где n_0 — скорость счета ДНН в максимуме при $\Delta h = 0$, σ — полуширина распределения (характеризует его полную ширину на половине высоты распределения), K — безразмерный параметр. Поскольку при $h = \sigma/2$ выполняется условие $n = n_0/2$, то $K = 4 \ln 2 = 2.773$.

Значение $\sigma = (550\pm2)$ мм также определено экспериментально (табл. 2) на основе обработки результатов измерений дифференциальной функции отклика зонда на нейтронное излучение точечного ИБН, размещенного в смежной ячейке.

Для определения пространственной разрешающей способности детекторов нейтронов и влияния интерференции нейтронов от двух независимых источников нейтронов в эксперименте применялись два идентичных по характеристикам Pu–Be-источника. Измерения

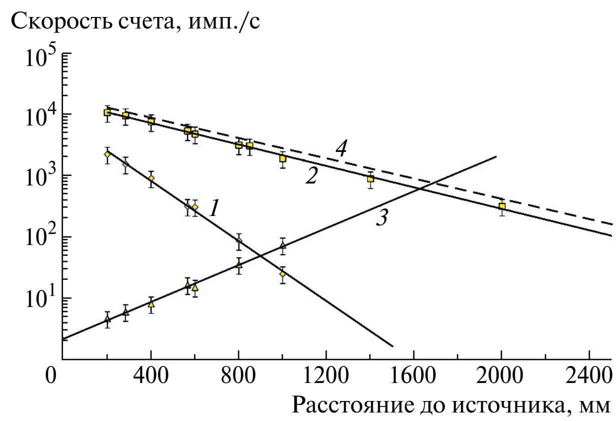

Рис. 9. Зависимость скоростей счета ДТН и ДНН от расстояния до ИБН в графитовой кладке реактора: *1* — скорость счета ДНН, *2* — скорость счета ДТН, *3* — кадмиевое отношение, *4* — зависимость $r^{-1}\exp(-r/L)$, где L=52.5 см — длина диффузии тепловых нейтронов в графите, r [мм] — расстояние.

Таблица 2. Параметры дифференциальной функции отклика для детекторов нейтронного излучения устройства сканирования от точечного Pu—Be-источника в графитовой кладке

Номер ячейки	Эффективность регистрации ДНН, имп./нейтрон	Эффективность регистрации ДТН, имп./нейтрон
1	$2.29 \cdot 10^{-4}$	$1.10 \cdot 10^{-3}$
2	$1.15 \cdot 10^{-4}$	$7.76 \cdot 10^{-4}$
3	$3.80 \cdot 10^{-5}$	$4.90 \cdot 10^{-4}$
4	$8.90 \cdot 10^{-6}$	$3.24 \cdot 10^{-4}$

по высоте с помощью ДНН и ДТН проводились в соседней ячейке. Расстояние Δh между источниками по высоте изменялось с шагом 100 мм, что позволило получить распределение от двух источников, расположенных относительно друг друга на разных расстояниях.

Графические зависимости (рис. 10) показали интерференцию (наложение) нейтронных полей от двух независимых источников одинаковой интенсивности при разных Δh. Как следует из рис. 10, из-за суммирования двух распределений при $\Delta h = 400$ мм общая интенсивность достигает отметки 1.4, что приводит к погрешности определения параметров источников (интенсивности, отметок расположения и др.). Пространственное разрешение, позволяющее идентифицировать разделение источников по высоте канала, достигается при расстояниях между ИБН более 500 мм. Для ДТН пространственное разрешение достигается при расстояниях более 1000 мм.

Реальные распределения радионуклидов топливного происхождения в кладках намного сложнее (из-за интерференции от множества источников разной интенсивности), но достигнутое разрешение дает приемлемую точность при оценке их параметров. Важно отметить, что при той же интенсивности, но распределенной по большей высоте, суммарный отклик детекторов будет меньше. При Δh свыше 1 м интерференция не влияет на распределение (рис. 10).

С учетом оценки влияния интерференции и полученных более четких распределений (рис. 5, 7 и 10), показывающих характер и вы-

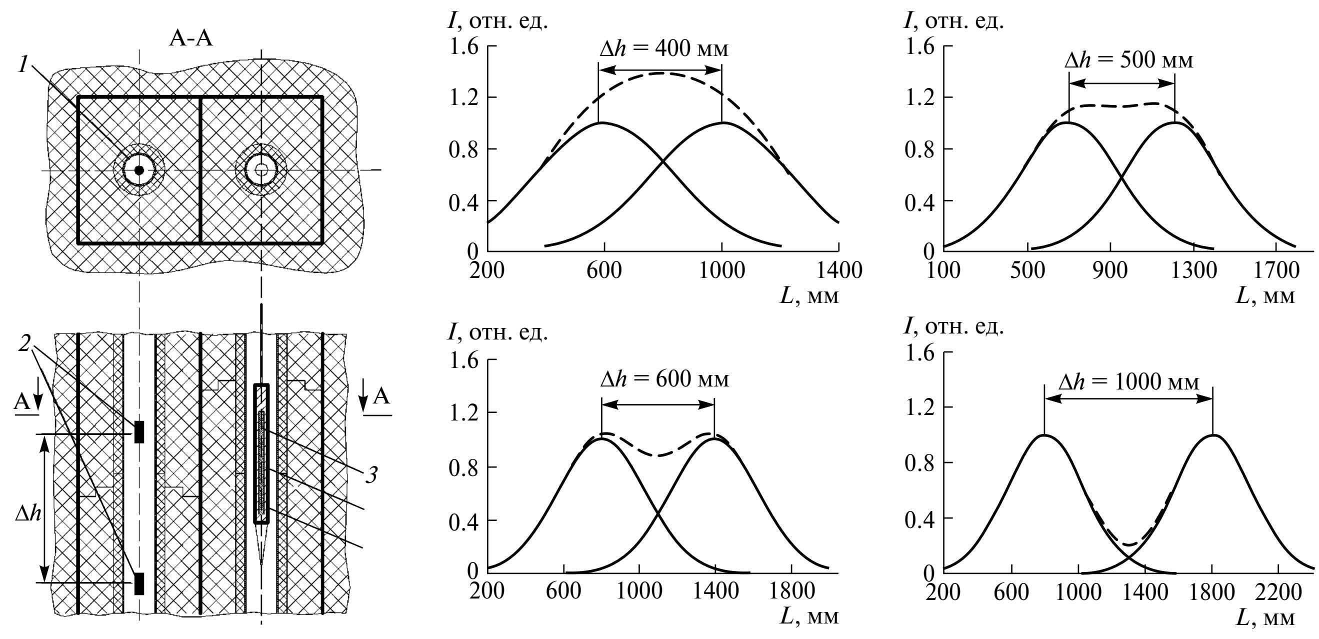

Рис. 10. Схема сканирования (слева) и отклик зонда ДНН от двух идентичных точечных источников нейтронов, расположенных на разных расстояниях Δh друг от друга (справа): *1* — ячейка, *2* — идентичные ИБН, *3* — детектор нейтронов. Штриховые линии — суммарные кривые скорости счета *I* от двух ИБН. Сплошные линии — кривые скорости счета *I* от одного ИБН.

сотные отметки нахождения источников, был разработан новый метод обработки распределений интенсивности надтепловых нейтронов, основанный на применении “многоточечной” модели локализации (рис. 11) [9].

Так, с учетом данных γ-сканирования (отметки расположения пиков по высоте) зарегистрированное интегральное распределение надтепловых нейтронов раскладывается методом наименьших квадратов на отдельные его составляющие (симметричные распределения от точечных источников нейтронов — фрагментов облученного ядерного топлива) с помощью распределения Гаусса следующего вида:

$$N_{\max} = y_0 + \frac{A}{\sigma\sqrt{\pi/2}}\exp\left[-2\left(\frac{h-h_0}{\sigma}\right)^2\right], \qquad (3)$$

где $N_{\max}$ — число отсчетов в максимуме, y_0 — уровень фона, A — амплитуда, h_0 — центроида, σ^2 — дисперсия. Значения дисперсии σ^2 определяются по результатам градуировочных экспериментов с ИБН.

Для распределения, представленного на рис. 11, коэффициент детерминации R^2 близок по значению к единице, что показало хорошее приближение полученного экспериментально и расчетного распределений.

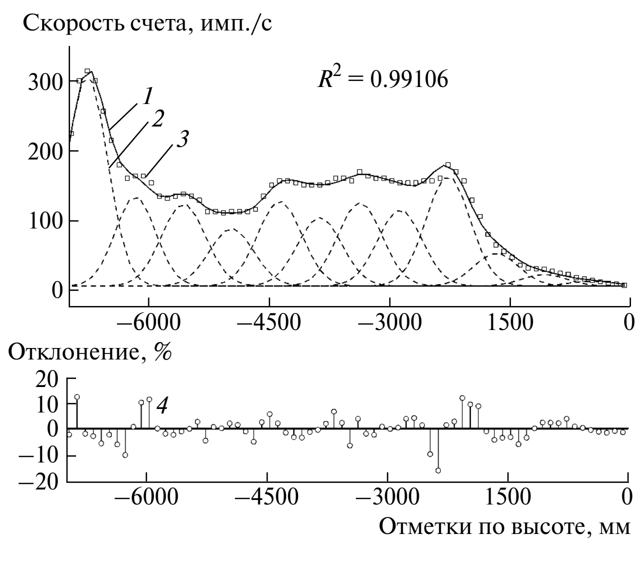

Рис. 11. Пример разложения интегрального распределения потока надтепловых нейтронов на отдельные одиночные распределения Гаусса: *1* — расчетное распределение, *2* — распределение Гаусса, *3* — экспериментально полученное распределение, *4* — величина отклонения между расчетным и экспериментальным распределениями, R^2 — коэффициент детерминации.

3.2. Помехоустойчивость детекторов нейтронов к интенсивному γ-излучению

Кроме приемлемой разрешающей способности и эффективности регистрации детекторы нейтронов должны обладать радиационной стойкостью к высоким уровням γ-излучения. Интенсивность γ-излучения в конструкциях реактора может достигать 20 Зв/ч, что делает невозможным применение детекторов большинства типов (табл. 3). Коронные счетчики типа СНМ-12 по сравнению с пропорциональными обладают рядом преимуществ: большим коэффициентом газового усиления и его слабой зависимостью от рабочего напряжения на детекторе, а также стабильной работой при наличии высокой интенсивности γ-излучения. Данный тип счетчиков подходит по размеру (диаметр 8.5 мм и длина 215 мм) и уступает по стойкости к γ-излучению только камерам деления (табл. 3), которые не применимы для данной задачи из-за недостаточной чувствительности и эффективности к нейтронному излучению.

В связи с этим были выбраны детекторы на основе коронных счетчиков нейтронов СНМ-12.

Конструкция коронных детекторов нейтронов типа СНМ-12 (рис. 12) [10, 11], включает в себя катод в виде трубки из нержавеющей стали 12Х18Н10Т, герметизированной по торцам ковар-стеклянными изоляторами и анод в виде нити, натянутой по оси детектора. Внутренняя поверхность катода покрыта слоем аморфного бора толщиной 0.8-1.0 мг/см². Регистрация нейтронов осуществляется по реакции:

$$^{10}\mathrm{B} + n \rightarrow {}^{7}\mathrm{Li} + {}^{4}\mathrm{He} + 2310\ \text{кэВ}.$$

Основными факторами, влияющими на эффективность регистрации нейтронов в интенсивном поле γ-излучения, являются [10] образование “ложных” импульсов большой амплитуды за счет многократных наложений фотонных импульсов за разрешающее время регистрирующего тракта и падение коэффициента газового усиления с ростом мощности дозы γ-излучения. Согласно технической документации на коронный счетчик СНМ-12, максимально допустимая МЭД γ-излучения составляет 20 Зв/ч. Однако при этом значении МЭД чувствительность счетчика существенно уменьшается, например, уже при МЭД = 10 Зв/ч его чувствительность может уменьшиться на 25%, а уровень шума (скорость

Таблица 3. Характеристики детекторов тепловых нейтронов [10]

Тип счетчика	Радиатор	Наполнение	Эффек-тивность, %	Длина, см	Диа-метр, см	Чувстви-тель-ность, имп.·см^2	Помехоус-тойчивость к γ-излуче-нию, Гр/ч
СНМО-5	BF_3 (80% ^{10}B)	BF_3, 33кПа	8	30	2.85	5.5	0.5
СНМ-12	1 мг/см^2 B (95% ^{10}B)	97% ^4He + 3% Ar, 53 кПа	15	21.5	0.8	1.8	15
СНМ-18	^3He	97% ^4He + 3% Ar, 405 кПа	80	32	3.2	55	0.1
КНТ-31	1 мг/см^2 U_3O_8 (90% ^{235}U)	98% Ar +2% N, 253 кПа	0,25	23.5	3.2	0.3	1000

счета при отсутствии полезных сигналов, вызываемых нейтронами) может превысить шумы короны. При сканировании также отмечен факт регистрации детектором нейтронов γ-излучения, связанного с влиянием шума. Влияние шума может быть полностью устранено соответствующим увеличением уровня дискриминации входного устройства, однако при этом чувствительность счетчика снижается [12].

Оптимальный уровень дискриминации, при котором шум, обусловленный γ-излучением, устраняется, был установлен экспериментально в процессе сканирования тракта технологического канала в районе расположения активированной термопары. Для этого была использована сборка “Тандем”. В этой сборке в чехол из алюминия сверху устанавливается ДНН, а снизу ИБН. Установленный под детектором нейтронов Pu—Be-источник испускает постоянное количество нейтронов, которое регистрируется детектором. При этом в ходе

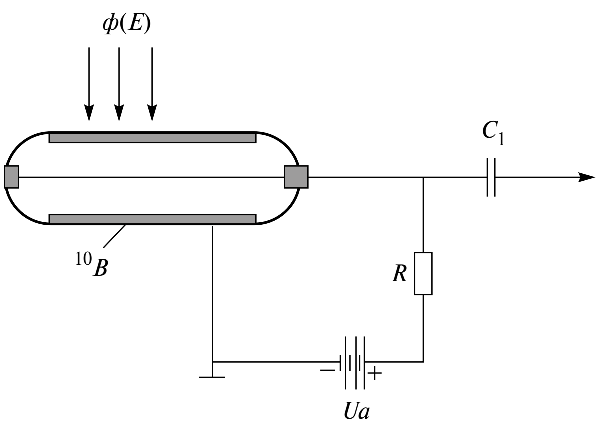

Рис. 12. Схема включения коронного детектора нейтронов с твердым бором.

сканирования по высоте тракта интенсивность γ-излучения, воздействующего на счетчик, изменяется в широком диапазоне, что позволяет экспериментально определить его степень влияния на показания детектора нейтронов.

Результаты испытаний ДБН с установленным уровнем дискриминации в графитовой кладке в районе расположения термопары, являющейся источником интенсивного γ-излучения, представлены на рис. 13. Результаты позволили сделать вывод об отсутствии заметного влияния γ-излучения на чувствительность к нейтронам детектора нейтронов, так как разброс значений скоростей счета ДНН в диапазоне МЭД от 0.06 до 15 Зв/ч не превысил 10%.

3.3. Метод калибровки детекторов γ-излучения и определения их метрологических характеристик

Несмотря на то, что существуют государственные эталоны единиц мощности поглощенной и эквивалентной дозы фотонного излучения, соответствующие рабочие эталоны и поверочные схемы для калибровки или поверки сканирующих устройств, для калибровки детекторов гамма-излучения существует ряд следующих проблем:

- возможное влияние на показания детектора одновременно нескольких компонентов потока в случае смешанного излучения (β-, γ- и нейтронного излучений) и энергетическая зависимости чувствительности детектора [13-16], что невозможно выявить на стандартных поверочных установках;
- мощность эквивалентной дозы γ-излучения может достигать 20 Зв/ч, что не достижимо для большинства поверочных установок. В связи с этим возникают проблемы с переда-

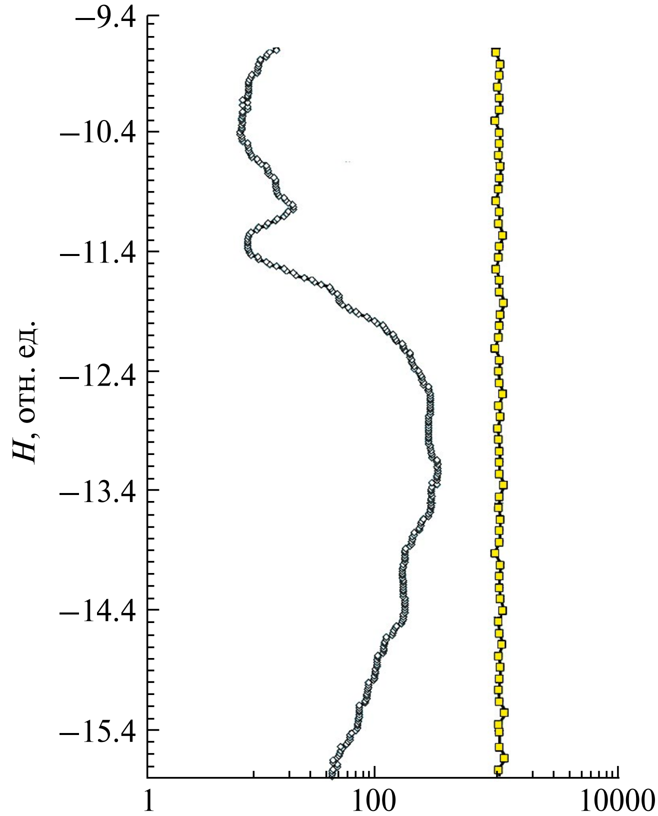

Рис. 13. Распределение показаний зондов детектора γ-излучения и ДНН по высоте графитовой кладки H в ячейке, находящейся рядом с активированной термопарой: *1* — показания детектора γ-излучения, *2* — показания ДНН.

чей величины дозы от возможного образцового средства к сканирующему устройству из-за отсутствия эталона единицы мощности дозы излучения в требуемом диапазоне значений этих мощностей;

- в процессе сканирования внутренняя часть сканирующего устройства (барабан, кабель и др.) приобретает радиоактивное загрязнение без возможности полной дезактивации. Соответственно транспортировка оборудования на поверку (калибровку) в специализированную организацию возможна только один раз — до начала эксплуатации на реакторе.

С целью обеспечения возможности оперативной поверки (калибровки, градуировки) устройства в случае замены детектора или истечения установленного поверочного интервала для сканирующих устройств был применен метод замещения [16]. Метод основан на измерении МЭД γ-излучения в одной и той же точке поля излучения непосредственно в реакторе последовательно образцовым и поверяемым детектором, что позволяет решить все указанные выше проблемы. В этом случае источник излучения может быть практически любым как по параметрам, так и по метрологической классификации [16]. Единственным условием является обеспечение соблюдения однородности поля излучения по интенсивности, так как оно может приводить к искажению результатов при использовании детекторов, различающихся формой и размерами. Причиной является усреднение значений мощности дозы по высоте рабочей (поглощающей) части детекторов (табл. 4) [17–21]. Так, высота рабочей части ионизационной камеры КГ-10 детекторов устройства ГАММА-Р составляет 13.3 см, а у устройства ДРГ3-еЮ, в состав которого входит детектор на основе кремния ПД-450, толщина поглощающего слоя не превышает 0.1 мм. Данное условие было выполнено путем сканирования и выбора по высоте тракта участков, имеющих наиболее равномерное распределение скорости счета детектора. Оценка неравномерности и выбор отметок проводились по результатам измерений, полученных с помощью сканирующего устройства, которое позволило относительно быстро определить необходимые отметки. Для подтверждения выбора проводились дополнительные измерения другими детекторами в интервале ±7 см относительно запланированной отметки. При замещении образцового и поверяемого приборов фиксация геометрических центров детекторов осуществлялась с погрешностью не более 3 см. Время доставки контейнера с пластинами ИКС-А на отметку для сличительных измерений не превышало 3 с. Учитывая рекомендации [13, 17, 22], в качестве образцового прибора был выбран поверенный дозиметр ДРГ2-01. На отрезке

Таблица 4. Время, затраченное на проведение цикла измерений (около 20), и размеры поглощающей части детекторов разных типов

Наименование детектора	Время, час	Размеры поглощающей части, см
КГ-10*	2	13.3
ДРГ3-еЮ	6	0.1
ДРГ2-01	8	3
ИКС-А	120	1

* За указанное время с помощью сканирующего устройства были получены непрерывные распределения γ-излучения по всей высоте ячеек.

±10 см от выбранной отметки (центр расположения поглощающей ионизационной камеры КГ-10) неравномерность γ-поля не превышала 3%, что в конечном итоге минимизирует вклад в погрешность, которым можно пренебречь.

Для получения наиболее полной информации измерения проводились в нескольких группах ячеек с разным энергетическим спектром излучения (рис. 5): три ячейки плато, три периферийные ячейки, три ячейки системы управления и защиты, ячейка, расположенная рядом с термопарой, и три ячейки, расположенные рядом с просыпями топлива. Измерения распределения МЭД γ-излучения проводились по всей высоте технологического тракта ячеек реактора на выбранных, фиксированных точках (отметках) тракта: три на верхних металлоконструкциях и в графитовой кладке, несколько отметок в ячейках в областях локализации радионуклидов “топливного” происхождения и не более чем на одной отметке в других ячейках.

В результате сравнительных измерений МЭД дозиметрами различных типов и конструкций были получены действительные значения (наиболее приближенные к опорным значениям) мощности дозы по высоте реактора, определены эффекты, влияющие на точность показаний детекторов, а также дозиметры, рекомендуемые в качестве образцовых. На момент проведения исследований (начало 2000-х годов) в экспериментах для сравнения с детектором γ-излучения сканирующего устройства были использованы имеющиеся в наличии и поверенные метрологической службой дозиметры: ДРГ2-01 “Витим” с детектором БДМГ-48 и термолюминесцентные дозиметры ИКС-А (рис. 14). В соответствии с [17] дозиметр ДРГ2-01 "Витим" предназначен для измерения МЭД рентгеновского и γ-излучений в диапазоне энергий фотонов от 30 до 1250 кэВ (4.8–200 фДж) и при соответствующей аттестации государственной и ведомственной метрологической службой мог применяться в качестве образцового прибора [17]. В измерениях была использована ионизационная камера БДМГ-48 (рис. 14) длиной 255 мм, диаметром 40 мм и объемом 10 см^3. Диаметр рабочей части детектора *1* составлял менее 30 мм. Чехол был изготовлен из органического материала со стенками из воздухоэквивалентного материала с металлическим напылением. Энергетическая зависимость чувствительности (ЭЗЧ) дозиметра по диапазону энергий регистрируемого излучения не отли-

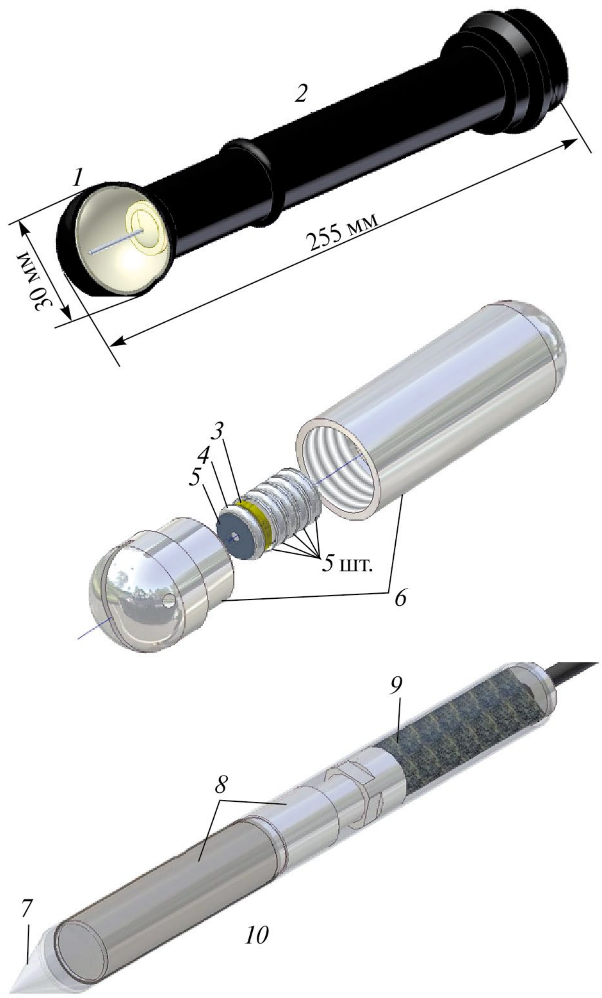

Рис. 14. γ-детекторы: БДМГ-48 (сверху), ИКС-А (по центру), ГАММА-Р (снизу), использованные при сличительных измерениях в конструкциях остановленного реактора: *1* — рабочая (поглощающая) часть детектора, *2* — основная часть детектора, *3* — пластина из термолюминесцирующего алюмофосфатного стекла, *4* — капсула из алюминия, *5* — свинцовый фильтр, *6* — контейнер, *7* — чехол, *8* — ионизационная камера КГ-10, *9* — предусилитель, *10* — свинцовый фильтр.

чается от чувствительности по ^{60}Co более чем на ±10% в диапазоне энергий от 30 до 1250 кэВ. Дозиметр устойчиво работает при воздействии фонового нейтронного излучения с плотностью потока нейтронов до 5 нейтр./(см^2·с).

В эксперименте также были применены термолюминесцентные дозиметры ИКС-А, которые используют для измерения больших доз γ-излучения 0.005–10 Зв с погрешностью ±15% в аварийных условиях, а также для экспериментальных работ [19, 20]. Чувствительным элементом детекторов дозиметра служит пластина ПСТ из специального термолюминесцирующего алюмофосфатного стекла *3* состава ИС-7 (% масс.): $MgO \cdot P_2O_5$(50%), $Al_2O_3 \cdot 3P_2O_5$(50%), MnO_2(0.1%). Ион марганца служит активатором термолюминесценции. Чувствительность термолюминесцентного стекла к фотонному излучению разных энергий неодинакова. Для ее выравнивания в кассетах детекторов применяются свинцовые фильтры *5*. Для доставки дозиметров ИКС-А на отметку был изготовлен контейнер *6* из легкого сплава САВ, в который закладывались пять стеклянных пластин *3*. Чувствительность дозиметра к нейтронному излучению по сравнению с чувствительностью к γ-излучению ^{60}Co (по поглощенной дозе) не превышает 5% для нейтронов с энергией до 5 МэВ.

Также в экспериментах был испытан детектор устройства ДРГЗ-еЮ, разработанный на Сибирском химическом комбинате [18], применявшийся для контроля относительного распределения интенсивного γ-излучения по высоте аппаратов. Устройство включало в себя детектор и измерительный блок контроля БКИ-2еЮ. В корпусе детектора кристаллом вниз установлен полупроводниковый детектор на основе кремния ПД-450 (рис. 15). Из-за того, что у полупроводникового детектора значительная ЭЗЧ (рис. 15) в конструкцию детектора были добавлены свинцовые экраны.

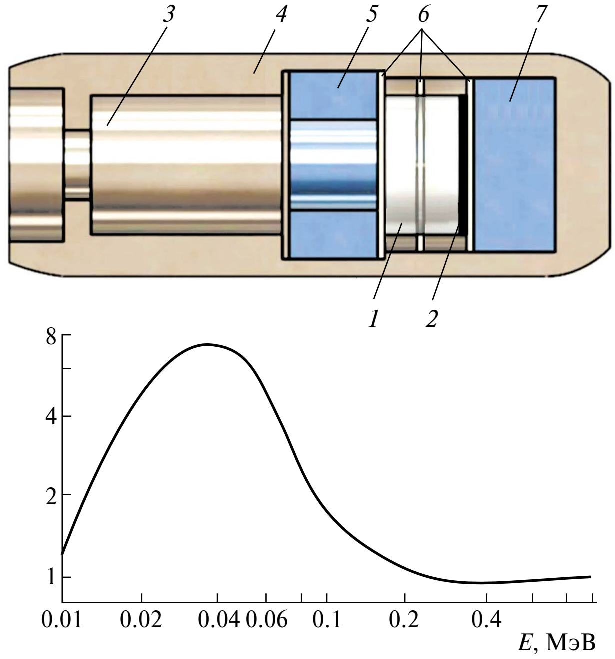

Рис. 15. Блок детектирования устройства ДРГЗ-еЮ (сверху) и зависимость чувствительности полупроводникового детектора на основе Si (снизу) от энергии регистрируемого излучения без компенсирующих фильтров: *1* — детектор ПД-450, *2* — поглощающий слой детектора на основе Si, *3* — канал в детекторе для проводов питания и сигналов, *4* — корпус, *5* и *7* — свинцовые экраны для снижения ЭЗЧ, *6* — прокладки.

Таблица 5. Относительные значения средних отклонений показаний детекторов от опорного значения (в процентах)

Детектор	Металлоконструкции			Графитовая кладка		
	№ 1	№ 2	№ 3	Обычные ячейки	Ячейки (наличие р/н топливного происхождения)	Металлические детали
ИКС-А	1	5	0	4	5	3
ДРГЗ-еЮ	6	9	5	22	28	6
КГ-10 без фильтра	1	7	4	149	208	60
КГ-10 с фильтром	3	4	5	46	20	6

Таблица 6. Относительная погрешность детекторов (в процентах)

Детектор	Металлоконструкции			Графитовая кладка		
	№ 1	№ 2	№ 3	Обычные ячейки	Ячейки (наличие р/н топливного происхождения)	Металлические детали
ИКС-А	20	19	20	27	22	18
ДРГЗ-еЮ	23	22	23	42	48	19
КГ-10 без фильтра	19	23	23	240	334	98
КГ-10 с фильтром	19	21	23	78	38	19

По результатам сличительных измерений методом замещения были определены относительные значения средних отклонений показаний детекторов ГАММА-Р, ДРГ3-еЮ, ИКС-А от опорного значения детектора БДМГ-48 (табл. 5). Также по формулам (4)-(8), приведенным ниже, была определена основная нормируемая характеристика каждого типа детектора — относительная погрешность детекторов (табл. 6).

В ходе выполнения измерений с учетом получаемых результатов испытаний для ослабления сильной ЭЗЧ ионизационной камеры КГ-10 кроме стального чехла толщиной 0.25 мм был добавлен свинцовый фильтр толщиной 1.0 мм, что позволило существенно снизить погрешность измерений в графитовой кладке (табл. 5).

В ходе измерений наибольшие расхождения значений были получены в графитовой кладке. Максимальная относительная погрешность детекторов в графитовой кладке составила: ИКС-А — 27%, ДРГ3-еЮ — 48%, детектор КГ-10 (ГАММА-Р) со свинцовым фильтром толщиной 1 мм — 78%, а без фильтра 334%. Относительная погрешность измерения детекторов в металлоконструкциях реактора не превысила ±25%.

Причиной наибольшего разброса экспериментальных значений в графитовой кладке послужило преобладание излучения низких энергий (рис. 5). И как следствие, в случае если у детектора значительная ЭЗЧ, которая не выравнена к фотонам разных энергий, то в итоге получаются завышенные, а в случае избыточной компенсации фильтрами заниженные результаты. В обычных ячейках удовлетворительные результаты показал детектор ИКС-А. Отклонение полученных ИКС-А результатов от опорного значения составило в среднем 4%, а относительная погрешность не более ±30%. Значения ДРГ3-еЮ были в среднем ниже на 22%. Установка свинцового фильтра толщиной 1 мм на камеру КГ-10 ГАММА-Р позволила существенно снизить максимальное отклонение до 46%, а относительную погрешность до 78%. Учитывая то, что результатом измерений ГАММА-Р являются относительные распределения γ-излучения по высоте конструкций реактора, максимальную относительную погрешность, не превышающую 80%, вполне можно считать удовлетворительной для решаемой задачи.

Относительная погрешность поверяемого прибора

$$\delta = t_p \sqrt{S^2 + \delta_C{}^2}. \qquad (4)$$

Относительное среднее квадратическое отклонение суммы не исключенных остатков систематических погрешностей в процентах равно

$$\delta_c = \sqrt{\frac{1}{3}\left(\delta_p^2 + \delta_0^2\right)}, \qquad (5)$$

где δ_0 — относительная доверительная погрешность образцового прибора при доверительной вероятности P=0.95 (из свидетельства), δ_p — относительное отклонение показаний поверяемого прибора от мощности эквивалентной дозы, полученной с помощью образцового прибора (БДМГ-48 дозиметра ДРГ2-01), в процентах:

$$\delta_p = \left|P_0 - \overline{P}\right| \cdot 100 \,/\, P_0, \qquad (6)$$

где P_0 — опорное значение мощности эквивалентной дозы, полученной с помощью образцового прибора.

Мощность эквивалентной дозы

$$\overline{P} = \frac{1}{m} \cdot \sum_{i=1}^{m} P_i\,, \qquad (7)$$

где i — номер измерений, m — число измерений (не менее пяти).

Относительное среднее квадратическое отклонение отсчета (показания) поверенного прибора в процентах:

$$S = \frac{1}{\overline{P}} \cdot \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{m}\left(P_i - \overline{P}\right)^2}{m \cdot (m-1)}} \cdot 100, \qquad (8)$$

где t_p — коэффициент Стьюдента для пяти измерений и доверительной вероятности 0.95 равен 2.78.

Таким образом, в результате были получены приемлемые результаты по среднему отклонению и относительной погрешности для детекторов разных типов, включая детекторы γ-излучения сканирующего устройства, что подтверждает возможность применения данного метода для поверки устройства.

4. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Более чем двадцатилетний опыт применения устройств сканирования для решения задач радиационного обследования конструкций промышленных уран-графитовых реакторов показал преимущества и перспективность данного типа устройств. В настоящее время ведется подготовка к радиационному обследованию конструкций, остановленных энергетических уран-графитовых реакторов типа РБМК. При этом испытанные методы и устройства сканирования конструкций реакторов предполагается в дальнейшем использовать при их обследовании.

С учетом полученного опыта и расширения круга задач предполагается модернизация устройства по направлению применения детекторов с более высокой эффективностью регистрации нейтронов для перехода от затратного по времени дискретного (шагового) режима сканирования нейтронов к более быстрому непрерывному. Рассматриваются варианты новой компоновки сканирующего устройства для обеспечения сканирования проходок, шахт и других открытых полостей.

Испытанный метод замещения для поверки (калибровки) детекторов γ-излучения непосредственно в конструкциях остановленного ядерного реактора показал свою эффективность и может быть внедрен после выполнения аналогичных измерений с применением современных образцовых детекторов и прохождения необходимой метрологической экспертизы для аттестации методики.

ФИНАНСИРОВАНИЕ РАБОТЫ

Работа выполнена в рамках программы Приоритет 2030 (Приоритет-2030-НИП/ЭБ-039-375-2023)

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Вывод блоков из эксплуатации // РЭА. 2021. №6. https://www.rosenergoatom.ru/upload/iblock/5dd/5dd65251f7784f1d49d48f0273add2ab.pdf
2. НП-007-17 Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов.
3. НП-012-16 Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции.
4. *Борисов М.Е., Ещенко А.Ф., Малкин И.Д.* РФ Патент 2248010, 2005.
5. *Павлюк А.О., Цыганов А.А., Кохомский А.Г., Хвостов В.И., Антоненко М.В., Котляревский С.Г., Бойко В.И., Шаманин И.В., Нестеров В.Н.* // Известия Томского политехнического университета. 2006. Т. 309. № 3. С. 68.
6. *Цыганов А.А., Савиных П.Г., Колобова Э.Н., Павлюк А.О.* // Спектрометрический анализ. Аппаратура и обработка данных на ПЭВМ. Сборник материалов десятого ежегодного семинара. Обнинск. 2004. Т. 1. С. 131.
7. *Баранов И.И., Колобова Э.Н., Мещеряков В.Н., Павлюк А.О., Савиных П.Г.* // Спектрометрический анализ. Аппаратура и обработка данных на ПЭВМ. Сборник материалов IX научно-практического семинара. Обнинск. 2003. Ч. 1. С. 151.
8. *Буланенко В.И., Фролов В.В., Павлюк А.О.* // Сборник тезисов докладов III Российской международной конференции. Обнинск. 2005. С. 92.
9. *Павлюк А.О., Беспала Е.В., Котляревский С.Г., Михайлец А.М.* РФ Патент 2649656, 2018.
10. *Фролов В.В.* Ядерно-физические методы контроля делящихся веществ. Москва: Энергоатомиздат, 1989.
11. *Алейников В. Е., Архипов В. А., Бескровная Л. Г., Тимошенко Г. Н.* Препринт ОИЯИ Р16-97-158. Дубна, 1997.
12. *Горн Л.С., Хазанов Б.И.* Избирательные радиометры. Москва: Атомиздат, 1975.
13. *Садовников Р.Н.* // Приборы и системы. Управление, контроль, диагностика. 2002. №10. С.10.
14. *Тарасенко Ю.Н.* // Сборник трудов 32 ГНИИИ МО РФ. 2004. Вып. 29. С. 53.
15. *Брискман Б. А., Генералова В. В., Крамер-Агеев Е. А., Трошин В. С.* Внутриреакторная дозиметрия: Практическое руководство. Москва: Энергоатомиздат, 1985.
16. Эксплуатация и ремонт аппаратуры для измерения ионизирующих излучений / Под ред. Е.А. Левандовского. Москва: Атомиздат, 1978. Вып. 7.
17. ЖШ1.287.529 ТО Техническое описание и инструкция по эксплуатации. 1972.
18. ОК.839.000.00 Рабочая инструкция по использованию устройства сканирования ДРГ-3еЮ. 1988.
19. Техническое описание и инструкция по эксплуатации ИКС-0-00-03 ТО 1979.
20. *Бочвар И.А., Гимадова Т.И., Кеирим-Маркус И.Б.* Метод дозиметрии ИКС. Москва: Атомиздат, 1977.
21. *Кронгауз А.Н., Ляпидевский В.К., Мандельцвайг Ю.Б., Подгорный В.Н.* Полупроводниковые детекторы в дозиметрии ионизирующих излучений. Москва: Атомиздат, 1973.
22. *Юдин М.Ф., Кормалицын Н.Н., Кочин А.Е.* Измерение активности радионуклидов: Справочное пособие. СПб.: ВНИИМ, 1999.