DOI: 10.25283/2587-9707-2022-1-43-56 УДК 621.039.7

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ПРИ ОРГАНИЗАЦИИ ПРОЕМА В ВЕРХНИХ КОНСТРУКЦИЯХ ОСТАНОВЛЕННОГО УРАН-ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА

А. О. Павлюк, С. Г. Котляревский, Р. И. Кан, В. С. Загуменнов, Е. С. Падерин, А. А. Шешин, Е. А. Савран

АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов», Северск, Томская область

Статья поступила в редакцию 28 декабря 2021 г.

В настоящей статье приведены результаты и методы анализа изменения радиационной обстановки в процессе опытной отработки технологий демонтажа графитовой кладки на ПУГР АДЭ-5 АО «ОДЦ УГР». Рассмотрены подходы и представлена оценка их эффективности по ограничению роста интенсивности гамма-излучения в местах выполнения работ по организации технологического проема в верхних конструкциях остановленного уран-графитового реактора для обеспечения доступа к графитовой кладке.

Ключевые слова: *вывод из эксплуатации, демонтаж, радиационные поля, уран-графитовый реактор, гамма-излучение, радиационный фактор, радиоактивные отходы.*

Введение

В настоящее время в РФ для вывода из эксплуатации энергетических реакторов типа РБМК, АМБ и др. приоритетной стратегией является «немедленный демонтаж» [1—3]. Данный подход обладает рядом несомненных преимуществ, связанных с существенной экономией средств на длительное содержание объекта, сохранением высококвалифицированного персонала и критически важных знаний об объекте в первый период после окончательной остановки. Также он исключает наследование проблем обращения с радиоактивными отходами (РАО) последующими поколениями. При этом необходимо учитывать, что реализация этой стратегии затруднительна, поскольку основные конструкции реакторов характеризуются достаточно высокими уровнями активности гамма-излучающих радионуклидов.

Влияние данного радиационного фактора влечет за собой:

- технологическое усложнение процесса демонтажа, связанное с необходимостью применения сложного дистанционного оборудования;
- использование дополнительных технологических схем и конструкций, обеспечивающих радиационную безопасность производства работ и обращения с РАО;
- высокие уровни риска превышения допускаемых дозовых нагрузок на персонал.

С учетом сложности задачи и рисков реализации стратегии, на базе промышленного уран-графитового реактора АДЭ-5 (АО «ОДЦ УГР»)

поэтапно выполняются научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по созданию и испытанию безопасных технологий демонтажа УГР, сопровождающиеся извлечением и анализом элементов и фрагментов конструкций ПУГР, а также биологической защиты [4—6].

При этом особое внимание уделяется оценкам активности конструкций и изменений распределений мощности эквивалентной дозы (МЭД) на разных этапах выполнения работ, что дает возможность прогнозировать радиационную обстановку и получать исходные данные для подбора технических решений, позволяющих минимизировать уровни гамма-излучения, а также проводить оценки дозовых нагрузок на персонал [7] и анализ возможности эксплуатации электронного оборудования в составе манипуляторов или робототехнических комплексов.

Влияние особенностей радиоактивного загрязнения конструкций реакторов на формирование радиационной обстановки в конструкциях УГР

В первоначальный период выдержки в металлоконструкциях (МК) остановленных промышленных и энергетических уран-графитовых реакторов МЭД гамма-излучения может достигать 100 Зв/ч. Снижение данной величины по экспоненциальной зависимости обусловлено относительно коротким периодом полураспада гамма-излучающих радионуклидов (^{125}Sb, ^{54}Mn, ^{65}Zn и др.) в материалах МК реактора. После существенного снижения активности этих радионуклидов через 10 лет, изменение МЭД становится более равномерным и подчиняется динамике распада ^{60}Co.

Перечень основных гамма-излучающих радионуклидов, содержащихся в элементах конструкций уран-графитовых реакторов разных типов и определяющих пространственное распределение интенсивности полей гамма-излучения в реакторном пространстве (РП) по истечении данного срока, представлен в табл. 1.

На рис. 1 представлено характерное распределение показателей интенсивности гамма-излучения в объеме ПУГР, полученное гамма-сканирующим методом [8]. Видно, что ее максимальный уровень наблюдается в нижних МК от опорной плиты схемы ОР. Высокая интенсивность излучения также зарегистрирована в боковых (от кожуха до схемы Л) и верхних МК. Полные результаты по МЭД в схеме Л (баки водной защиты) в настоящее время отсутствуют.

Таким образом, основной вклад в мощность дозы в объеме РП ПУГР дают МК и детали трактов, окружающие активную зону и расположенные в области между графитовой кладкой, верхней, нижней и боковой биологической защитой. Доминирующим и дозообразующим радионуклидом в материале указанных конструкций (углеродистая и нержавеющая сталь, алюминиевые сплавы), элементов и отдельных деталей является ^{60}Co (табл. 1). Проникновение гамма-излучения за пределы реактора ограничено за счет его поглощения в несущих конструкциях (сх. Е и др.) и материалах биологической защиты реактора (засыпка и др.).

При этом необходимо отметить, что в ряде случаев, помимо МК, существенный вклад в уровни и форму пространственного распределения гамма-излучения в РП также может давать графитовая кладка. Такая ситуация характерна для УГР, в которых они имеют существенные загрязнения радионуклидом ^{137}Cs в локальных районах, определяемых зоной его распространения в результате попадания в кладку топливной композиции [9, 10]. Также ^{137}Cs может давать значительный вклад в поля излучения от МК (в особенности нижних), оказавшихся в зоне распространения материала топливной композиции в результате инцидентов.

Таблица 1. Перечень и характеристики гамма-излучающих радионуклидов в конструкциях УГР, определяющих радиационную обстановку в РП после 10 лет выдержки (ПА — продукт активации, ПД — продукт деления)

Нуклид	Источник образования	$T_{1/2}$, лет	Энергия гамма-излучения, кэВ	Конструкции (элементы) УГР
^{60}Co	ПА	5,27	1173,22; 1332,51	Стальные и алюминиевые металлоконструкции (элементы), термопары, графитовые блоки и др.
^{137}Cs+^{137m}Ba	ПД	30,17	661,6	Графитовые блоки, загрязненные продуктами деления
^{94}Nb	ПА	$2{,}03\cdot10^4$	702,6; 871,1	Циркониевые элементы
^{152}Eu	ПА	13,5	121,8; 244,7; 964,08; 1085,87; 1112,07; 1408,01	Алюминиевые элементы, засыпка
^{154}Eu	ПА, ПД	8,60	123,07; 247,93; 723,30; 873,18; 996,29; 1004,76; 1274,43; 1596,48	Алюминиевые элементы, засыпка, графитовые блоки, загрязненные продуктами деления

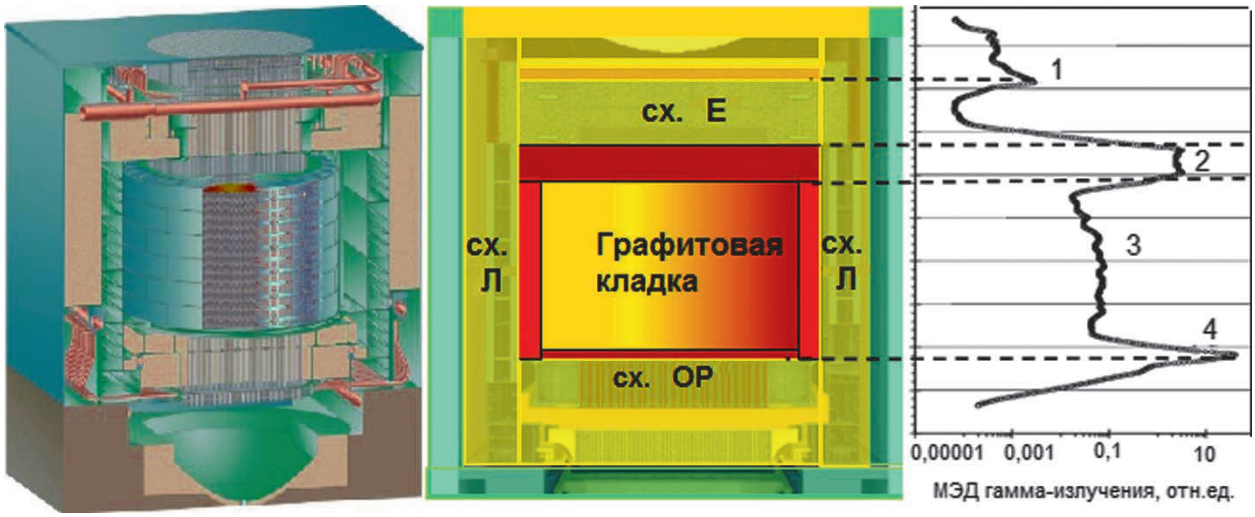

Рис. 1. Распределение гамма-излучения в конструкциях ПУГР: слева — схема реактора; в центре — схема реактора с указанием красным цветом максимальных уровней МЭД; справа — характерное распределение МЭД в канале по высоте конструкций (1 — верхние коммуникации, 2 — пространство между нижней плитой сх. Е и графитовой кладкой; 3 — графитовая кладка; 4 — опорная плита сх. ОР)

Радиационная обстановка в конструкциях в зависимости от варианта и технических подходов к демонтажу

Для организации технологического процесса демонтажа конструкций реактора необходимо обеспечить доступ к демонтируемым элементам установки, а также процедуру их удаления из РП. Данное обстоятельство подразумевает (в зависимости от выбранного варианта) разбор и извлечение отдельных участков или цельных элементов окружающих конструкций реактора, включая часть биологической защиты, что может привести к существенному росту интенсивности гамма-излучения на месте выполнения работ и/или в соседних зонах. Таким образом, выбор концепции оптимального варианта демонтажа конструкций является важной задачей, от которой напрямую будет зависеть радиационная обстановка и особенности технологического процесса.

С целью разработки универсальных технических решений по демонтажу графитовых кладок УГР был выполнен сравнительный анализ различных вариантов (рис. 2), включающих:

- вариант 1: организация доступа к графитовой кладке сверху путем полного демонтажа верхних МК (разработан для реакторов АМБ) [11];
- вариант 2: доступ сверху с созданием относительно небольшого проема в верхних МК (сх. Е) [12, 13];
- вариант 3: доступ сбоку с организацией проема в боковых МК (сх. Д).

Сравнительный анализ преимуществ и недостатков показал, что вариант 2 [12], предложенный для реализации специалистами АО «ОДЦ УГР» и АО «НИКИЭТ» для демонтажа графитовой кладки ПУГР и других типов УГР, наиболее предпочтителен.

Преимущества варианта 2:

- незначительный объем предварительных работ (демонтаж схемы Е и коммуникаций только в районе проема);
- возможность использования традиционных схем и оборудования при выполнении технологических операций в РП (доступ сверху, заведение и извлечение инструментов, подвод рабочих сред, освещения, электропитания, организация местного отсоса воздуха,

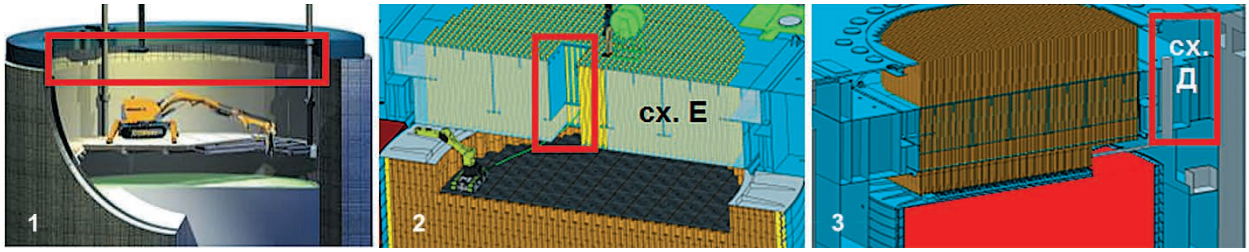

Рис. 2 . Варианты демонтажа графитовых кладок: 1 — доступ сверху с полным демонтажем схемы Е; 2 — доступ сверху с организацией проема в схеме Е; 3 — доступ сбоку с организацией проема в схеме Д. Красной рамкой показаны области демонтажа конструкций для обеспечения доступа к графитовой кладке

использование штатных грузоподъемных механизмов и т. п.);
- основное помещение и его оборудование (центральный зал реактора) максимально приспособлены для работ в РП дистанционными методами и обращения с извлекаемыми РАО;
- возможность работы персонала в непосредственной близости от проема;
- малая степень разгерметизации РП;
- высокая степень экранированности области доступа к графитовой кладке от основной массы активированных конструкций реактора;
- оптимальное расстояние от места демонтажа до места извлечения графитовых блоков и фрагментов других конструкций из РП.

Так как при выборе оптимального варианта демонтажа, кроме технических вопросов выполнения работ, ключевым является радиационный фактор, также были выполнены приблизительные оценки изменения радиационной обстановки для различных вариантов демонтажа УГР. Расчеты были проведены с помощью объектно-ориентированного пакета программ GEANT 4 [14, 15]. Результаты моделирования для вариантов 1 и 2 представлены на рис. 3 (траектории распространения гамма-излучения

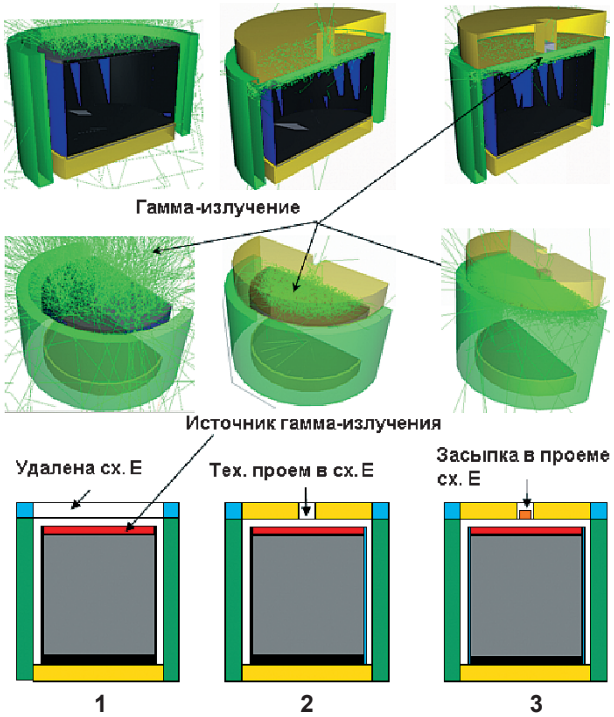

Рис. 3. Модели расчета прогноза изменения интенсивности гамма-излучения для различных сценариев организации доступа к графитовой кладке: 1 — полностью удалена верхняя биологическая защита (вариант 1); 2 — доступ сверху с организацией проема в схеме Е (вариант 2); 3 — доступ сверху с организацией проема в схеме Е, но при этом остается часть засыпки на время проведения работ (промежуточный этап варианта 2) [13]

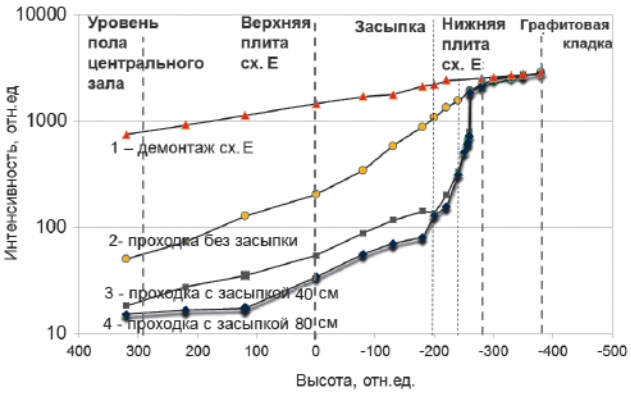

Рис. 4. Прогноз изменения интенсивности гамма-излучения по высоте проема (по центру) для различных вариантов и сценариев (1, 2, 3, 4) организации доступа к графитовой кладке

визуализированы зеленым цветом) и на рис. 4. В качестве основного источника излучения при моделировании был выбран ^{60}Co (табл. 1). Для расчета варианта 2 модель также включала в себя ситуацию, когда основной вклад в МЭД от источников гамма-излучения в местах выполнения работ персоналом (верхняя плита сх. Е или уровень пола центрального зала — ЦЗ) будет от конструкций, расположенных над графитовой кладкой (нижние фланцевые соединения и др.), а после их удаления — от верхнего слоя графитовой кладки. Для варианта 2 смоделирован способ организации проема, при котором часть засыпки (смесь железорудного концентрата и чугунной дроби в виде спекшегося монолита), расположенной только в нижних слоях, на время выполнения работ по организации проема оставляется на месте и продолжает выполнять роль радиационной защиты. Повышение МЭД возможно только за счет прохождения части излучения через узкие проходки по контуру проема. При этом, для снижения нагрузки на грузоподъемный механизм в ЦЗ при извлечении сегмента со спекшейся засыпкой, было рассмотрено влияние уменьшения ее толщины на изменение радиационной обстановки. Также смоделированы варианты засыпки толщиной 40 и 80 см (рис. 3 и 4).

На рис. 4 показаны высотные распределения МЭД над графитовой кладкой для варианта 1 (кривая 1) и варианта 2 (кривые 2, 3, 4) на различных этапах процесса формирования узкого технологического проема в верхних МК. Для проходки с засыпкой уровни МЭД определены по высоте проходки по периметру проема (см. рис. 9 A—D), из которой засыпка удалена.

К наиболее небезопасным для УГР можно отнести вариант 1, т. к. в этом случае полностью демонтируют верхнюю биологическую защиту, которая обеспечивает радиационную защиту в

центральном зале (сх. Е), и вследствие этого на уровне пола ЦЗ МЭД существенно вырастет и практически достигнет уровней МЭД гамма-излучения верхних МК (нижняя плита — графитовая кладка). Спад МЭД составит всего 5—6 раз за счет расстояния.

Вариант 2, по сравнению с вариантом 1, позволяет существенно ограничить рост МЭД гамма-излучения в месте проведения работ за счет сохранения защитной функции сх. Е (рис. 3, 4). Выход гамма-излучения возможен только через относительно узкий проем. При этом путем сохранения слоя засыпки в 40—80 см в процессе организации проходки до удаления наиболее активных элементов (фланцевые и др.) можно также дополнительно ограничить рост интенсивности гамма-излучения на уровне пола ЦЗ. Также для проема можно предусмотреть дополнительные меры (защитная крышка и др.) для ограничения роста излучения. Необходимо отметить, что с учетом существенных неопределенностей на момент выполнения расчетов погрешность результатов может достигать ±80 %, — это можно считать приемлемым уровнем для предварительной оценки эффективности технических подходов.

Несмотря на то что вариант 3, вероятно, может являться наилучшим с точки зрения радиационной обстановки на месте выполнения работ (верх боковых МК) из-за отсутствия значимого роста МЭД на месте разгерметизации МК (схема Д), выбор его ограничен техническими трудностями организации удаленного доступа к демонтируемым элементам и конструкциям УГР. Этот вариант в рамках подготовки данной статьи не анализировался.

Радиационная обстановка на разных этапах выполнения опытных работ по отладке технологии демонтажа графитовых кладок УГР

Несмотря на широкие возможности моделирования, получить реалистичную картину изменения радиационной обстановки для УГР можно только путем непосредственных измерений в РП в процессе выполнения демонтажных работ. Это обусловлено тем, что пространственное распределение интенсивности гамма-излучения в каждой точке определяется суперпозицией полей излучений от нескольких источников различного состава (сталь, алюминий, графит и др.), пространственного расположения, геометрической конфигурации и характеристик по удельной активности. При этом в ходе отработки технологического процесса на реальном

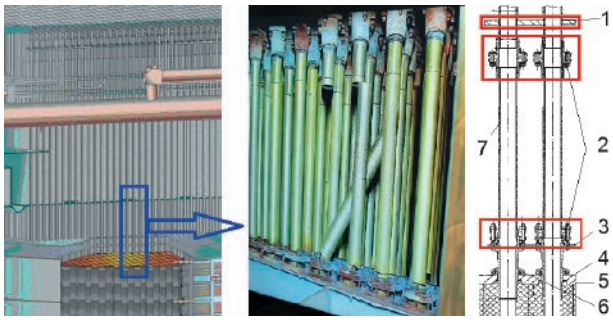

Рис. 5. Область между нижней плитой схемы Е и графитовой кладкой ПУГР типа АДЭ (справа): 1 — нижняя плита схемы Е; 2 — фланцевое соединение; 3 — верхний лист кровли азотного коллектора; 4 — нижний лист кровли азотного коллектора; 5 — лист плитного настила; 6 — стакан азотного коллектора; 7 — трубы тракта (в процессе начала демонтажа)

объекте (в нашем случае — ПУГР АДЭ-5) появилась возможность их последовательного извлечения и, соответственно, получения более детальных оценок их вкладов.

В частности, это можно проиллюстрировать на примере области пространства, ограниченного верхним торцом графитовой кладки и схемой Е. На рис. 1 видно, что в данной области МЭД имеет величину, превышающую более чем на порядок МЭД в смежных конструкциях (графитовая кладка и схема Е). Данное обстоятельство обусловлено тем, что в этой области (рис. 5) среда распространения излучения — воздух, то есть характеристики ослабления минимальны. В свою очередь, основными источниками излучения являются активированные металлические детали и конструкции, накопление ^{60}Co в которых наиболее существенно (см. рис. 5).

На рис. 5 красным цветом отмечены самые активированные стальные элементы конструкции, что обусловлено более высоким содержанием примеси ^{59}Co в стали, чем в алюминии. В табл. 2 представлены результаты определения удельной активности гамма-излучающих

Таблица 2. Изотопный состав и удельная активность некоторых деталей и конструкций в пространстве между нижней плитой схемы Е и графитовой кладкой ПУГР АДЭ-5 (~10 лет после окончательного останова)

Тип детали/ конструкции	Материал	Удельная активность, Бк/г			
		^{60}Co	^{137}Cs	^{152}Eu	^{154}Eu
Нижняя плита схемы Е	Нерж. сталь	10^5–10^6	10^2–10^3	<10	<10
Плитный настил	Алюминий	10^4–10^5			10^2–10^3
Стакан азотного коллектора	Алюминий	10^4–10^5			10^2–10^3
Фланцевое соединение	Нерж. сталь	10^5–10^6			<10

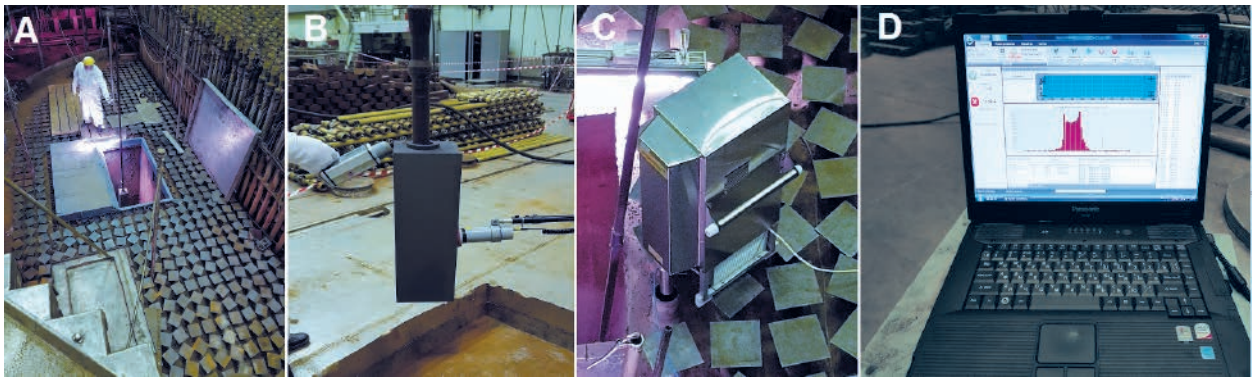

Рис. 6. Измерения радиационной обстановки: A — в процессе извлечения графитового блока; B — измерения извлеченного графитового блока; C — блок сканирования ПАК, установленный на границе проходки, в процессе сканирования МЭД гамма-излучения; D — интерфейс программного обеспечения блока управления ПАК

радионуклидов в отобранных при извлечении из РП пробах отдельных деталей и конструкций. Также существенное влияние на интенсивность гамма-излучения от этих элементов имеют их плотность и масса.

На рис. 6 представлены фотографии процесса измерения радиационной обстановки. Для оценки изменения распределения МЭД в районе выполнения опытных работ на ПУГР АДЭ-5, кроме стандартных дозиметрических средств измерения (ДКС-АТ1121, МКС-АТ1117М и др.), применялся программно-аналитический комплекс (ПАК), разработанный совместно с ООО Предприятие «ГРИН СТАР ТЕХНОЛОДЖИЗ» (г. Москва). ПАК (фото C и D на рис. 6) включает в себя: блок сканирования (устройство опускания и подъема детектора и др.) и удаленный блок управления (промышленный ноутбук с программным обеспечением). Блок сканирования устанавливали непосредственно в зоне выполнения работ над ячейкой (или проходкой). Процессом управляли дистанционно с помощью блока управления, оснащенного специализированным программным обеспечением (рис. 6) и позволяющим устанавливать шаг сканирования по высоте. Для регистрации мощности дозы гамма-излучения применяли блок детектирования БДМГ на основе точечного кремниевого Si-pin детектора. ПАК является последним поколением ранее разработанных сканирующих устройств СКУ-П, СКУ-Н и Гамма-Р [8].

С помощью ПАК (рис. 6) было выполнено сканирование МЭД гамма-излучения по высоте проходки на различных этапах формирования проема (рис. 7). Для получения более полной информации измерения были выполнены в разных частях как непосредственно в технологическом проеме (в углу и центре), так и по внешнему периметру.

Основные этапы реализации способа выполнения технологического проема (проходки) для осуществления демонтажа графитовой кладки остановленного уран-графитового реактора [13] представлены на рис. 7—9.

Рис. 7. Основные этапы реализации способа выполнения технологического проема для осуществления демонтажа графитовой кладки остановленного уран-графитового реактора

Основными источниками излучения (мощность дозы 1—10 Зв/ч) в пространстве между нижней плитой схемы Е и графитовой кладкой являются фрагменты МК, расположенные по всей площади рассматриваемого пространства (рис. 1 и 5, табл. 2). В результате суперпозиции (наложения) полей гамма-излучения формируется характерное пространственное распределение МЭД (рис. 10) с двумя максимумами (пиками). Наибольший вклад в МЭД на данных отметках (B, C, D) вносят стальные элементы МК, а именно: нижняя плита схемы Е, фланцевые соединения переходных участков трактов, крепеж фланцевых соединений, частично боковые МК (рис. 10 и 5).

На рис. 10 показано распределение МЭД гамма-излучения по высоте проходки на различных этапах формирования проема в верхних МК ПУГР АДЭ-5.

Сравнительный анализ расчетных и экспериментальных распределений показывает, что на

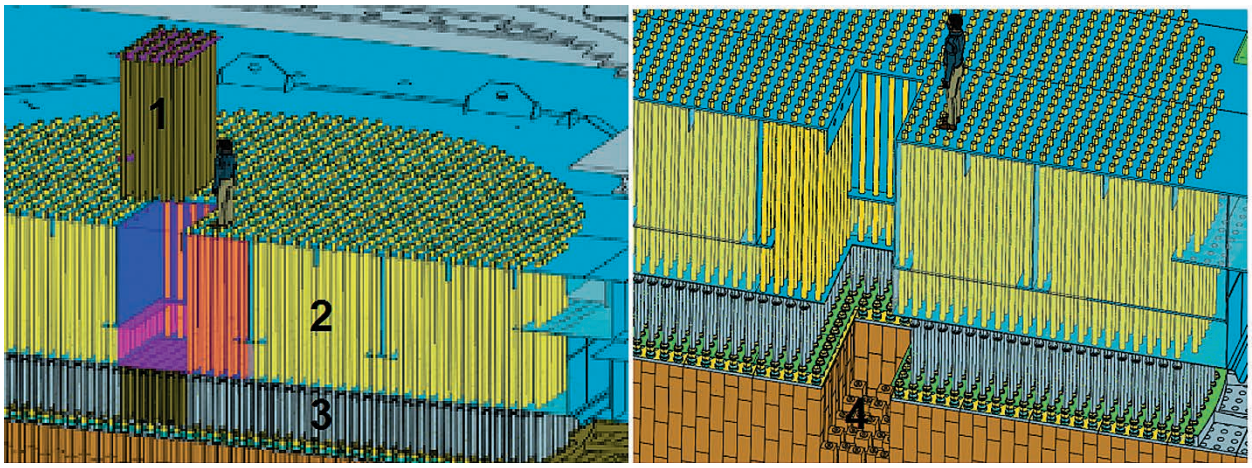

Рис. 8. Принципиальная схема выполнения технологического проема для обеспечения доступа к графитовой кладке: 1 — извлеченный фрагмент сх. Е; 2 — сх. Е; 3 — область между нижней плитой схемы Е и графитовой кладкой; 4 — участок кладки с извлеченными графитовыми блоками

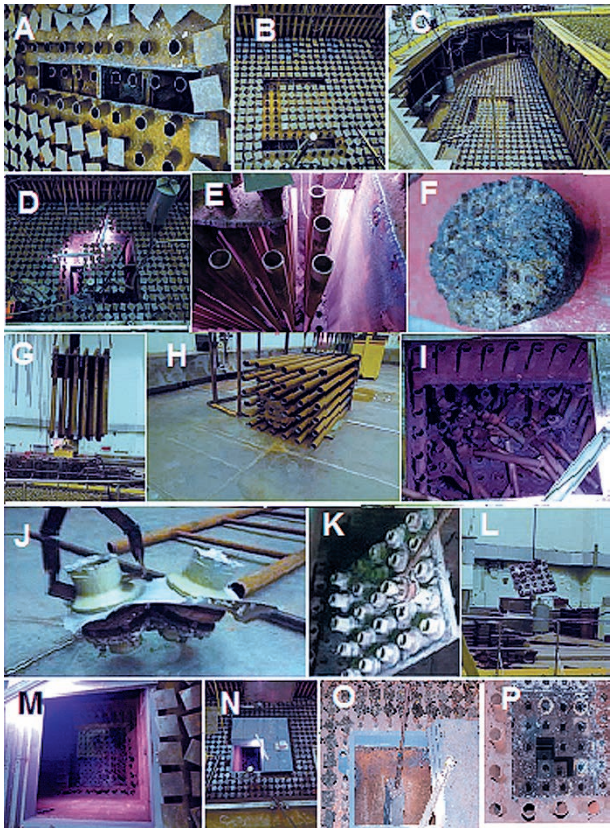

Рис. 9. Фото основных этапов организации доступа к графитовой кладке с выполнением проема в схеме Е: A, B, C, D, E, F, G, H — оконтуривание, удаление засыпки по контуру и вырезка сегмента схемы Е; I, J, K, L — удаление элементов трактов, кровли азотного коллектора; M, N — сегментная защитная крышка; O, P — извлечение части верхних графитовых блоков через технологический проем

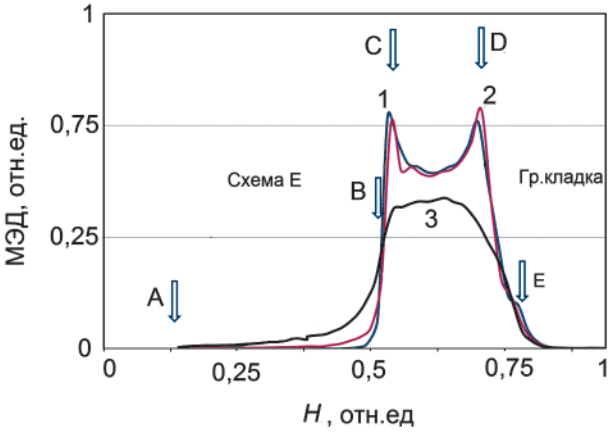

Рис. 10. Распределение МЭД гамма-излучения по высоте проема H на различных этапах его формирования в верхних МК ПУГР АДЭ-5: 1 — до формирования проема; 2 — в процессе формирования проема и извлечения засыпки; 3 — после формирования проема; A — верхняя плита схемы Е; B — отметка нижней плиты сх. Е; C, D — отметки расположения фланцевых соединений; E — отметка начала графитовой кладки

рис. 4, рис. 10 и в целом спад интенсивности гамма-излучения имеет идентичную динамику. При этом на рис. 10 снижение более резкое, что обусловлено существенным влиянием активированных конструкций, расположенных непосредственно под сх. Е (нижняя плита и верхние фланцевые соединения).

Тенденция изменения высотного распределения МЭД в пространстве между схемой Е и графитовой кладкой, представленная на рис. 10, показывает следующее:

- после формирования проема и удаления засыпки биологической защиты из его объема в схеме Е (Н — в диапазоне 0,25—0,50) наблюдается незначительный по сравнению с максимальными значениями рост МЭД. Они значительно ниже на уровне верхней плиты схемы Е в зоне организованного сквозного проема (в ~ 10^3 раз), чем в пространстве между нижней плитой и графитовой кладкой. Таким образом, проем размером 2 × 2 м в геометрии верхних МК демонстрирует ярко выраженный эффект

«отсекания» полей излучения, создаваемого мощными протяженными гамма-источниками под схемой Е диаметром ~ 10 м;

- при удалении сегмента схемы Е и элементов под ней происходит сглаживание и исчезновение пиков МЭД гамма-излучения (линия 3 на рис. 10), обусловленных излучением нижней плиты схемы Е, верхних и нижних фланцевых соединений переходного участка тракта. Также в несколько раз снижается и средняя величина МЭД на данном высотном участке (Н — в диапазоне 0,50—0,75).

При этом, несмотря на то, что расстояние не более 3 метров, из-за эффекта «отсекания» только ~1,5% интенсивности гамма-излучения достигает верхних конструкций (Н — выше 0,25), что обеспечивает непревышение опасных уровней дозы для персонала при условии соблюдения правил радиационной безопасности (ограничение времени работы) или проведения дополнительных защитных мероприятий (установка защитной конструкции).

Тестирование электронных элементов робота в РП

С целью определения влияния радиационного фактора на работоспособность мобильного робототехнического комплекса (МРК) в реальных условиях (МЭД гамма-излучения — до 1,5 мЗв/ч, энергия гамма-квантов соответствует ^{60}Co, температура воздуха — в пределах 20—25 °С) были выполнены испытания стенда, включающего в себя электронные элементы оборудования (видеокамеры разных типов, двигатели узлов манипулятора, блоки сервоприводов, платы и др.), в условиях воздействия жесткого ионизирующего гамма-излучения (энергия гамма-квантов 1172 и 1332 кэВ) в МК ПУГР (пространство между схемой Е и графитовой кладкой). Особый интерес вызывала оценка возможности применения в реальных условиях недорогих, но при этом не предназначенных производителем для данных условий эксплуатации камер высокого и низкого разрешения. В процессе испытаний стенда также выполнялись манипуляции по извлечению графитовых блоков. Он находился в проеме в течение всего времени испытаний и ежедневно проверялся на работоспособность.

Испытания стенда (рис. 11) с элементной базой (разработка ООО «СКТБ ПР», г. Москва) в верхних МК показали, что в целом основная элементная база МРК способна выдерживать дозовые нагрузки до 1,5 Зв/ч в течение двух недель.

За две недели испытаний проблемы возникли только с вращающейся цифровой камерой высокого разрешения. По истечении данного срока было отмечено замедление передачи сигнала с видеокамеры, появление помех на изображении («снег») и в конечном итоге полное прекращение работоспособности в условиях воздействия излучения. Принципиально данная проблема решается установкой дорогостоящих радиационно стойких видеокамер или частой заменой более дешевых.

Анализ эффективности мероприятий по снижению мощности дозы гамма-излучения

Все опробованные мероприятия и технические подходы АО «ОДЦ УГР» соответствуют международному принципу ALARA, который включает в себя минимизацию времени выполнения работы в условиях воздействия излучения, использование защиты, увеличение дистанции и др. Необходимость оптимизации для минимизации дозовых нагрузок на персонал также отмечена в рекомендациях Международной комиссии по радиационной защите ICRP [16].

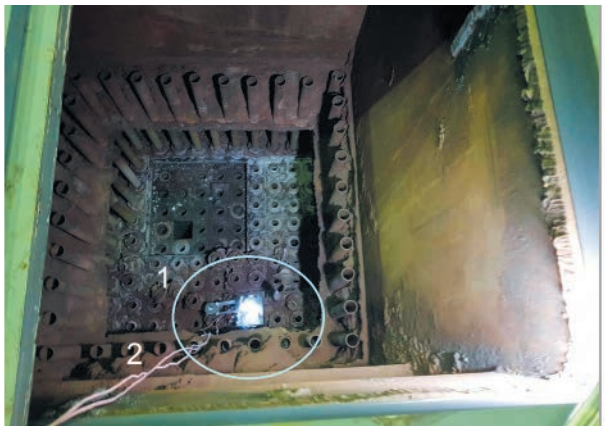

Рис. 11. Стенд в процессе проведения тестовых испытаний электронных элементов МРК в условиях воздействия ионизирующего излучения в МК УГР: 1 — стенд с элементной базой; 2 — кабель; 3 — пульт управления элементной базой; 4 — планшет; 5 — блок питания планшета

Анализ полученного уникального опыта позволил оценить эффективность мероприятий и технических подходов для первого этапа демонтажа УГР «Формирование технологического проема в верхних МК для обеспечения доступа к кладке» (рис. 12). Эффективность была определена путем сравнения дозовых нагрузок в случае реализации мероприятий и без них.

Рис. 12. Основные мероприятия (подходы) по снижению влияния радиационного фактора в процессе первого этапа демонтажа УГР

Применение манипуляторов и робототехнических комплексов

Как видно из рис. 12, на настоящем этапе минимальная эффективность связана с применением МРК, что обусловлено нестандартностью темы и отсутствием готовых технических решений по резке МК на начальных этапах исследований. Основной объем работ был выполнен персоналом с применением длинномерного инструмента. При этом каждая операция сопровождалась выбором и адаптацией нового оборудования с учетом возникающих технических проблем. Применение МРК было в основном связано с необходимостью испытаний для определения возможности его использования в реальных условиях и адаптации части инструмента под задачи демонтажа. МРК в основном был использован на этапе демонтажа металлических элементов в пространстве между схемой Е и графитовой кладкой (рис. 13). При этом

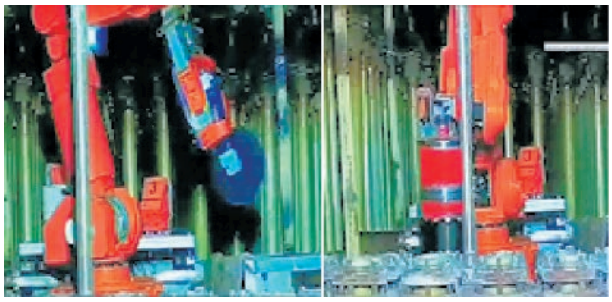

Рис. 13. Сбор фрагментов трактов, резка кровли азотного коллектора ТК с помощью МРК-28

полученный опыт позволяет спланировать его более широкое применение при аналогичном выполнении работ на УГР.

На последующих этапах эффективность применения манипуляторов и робототехнических комплексов будет только увеличиваться, так как вырастет продолжительность их использования в интенсивных полях излучения (разбор графитовой кладки и т. д.).

Отработка технологических операций и инструмента на макетах и тренировка персонала

В ходе работы было отмечено, что для ее эффективного выполнения в стесненных пространствах требуется определенная квалификация у персонала, использующего МРК, позволяющая дистанционно осуществлять управление через видеосвязь, или создание интерактивного режима 3D-изображения рабочего пространства. Отработка технологических операций и инструмента на макетах и тренировка персонала позволяют существенно снизить время выполнения работ, избежать неоправданных поломок оборудования и, соответственно, минимизировать пребывание персонала в зоне с повышенным уровнем излучения.

В АО «ОДЦ УГР» для этого был изготовлен специальный макет, имитирующий верхние МК реактора и верхний слой графитовой кладки. Также для отработки экспериментального захвата блоков применялся полноразмерный макет послойной имитации конструкций ПУГР [10].

Дезактивация мест выполнения работ и экранировка источников

Важное значение имеет подготовка места выполнения работ (в нашем случае — на верхнем настиле сх. Е) в части минимизации радиационного фона. Так, после демонтажа верхних групповых коллекторов и труб сх. Е ПУГР АДЭ-5, перед выполнением работ по демонтажу ее МК и трактов технологических каналов, была проведена дезактивация поверхности верхней плиты, что снизило мощность дозы гамма-излучения (МЭД) на расстоянии 1,0 м от ее поверхности в ~ 3 раза (с 0,8 до 0,25 мЗв/ч).

Выбор оптимального технологического подхода организации доступа к кладке

До начала работ по организации проходки в схеме Е МЭД гамма-излучения составляла ~ 0,2 мЗв/ч в районе выполнения испытаний. В ходе удаления фрагментов нижней плиты схемы Е и расчистки пространства под ней по площади формируемого проема без применения дополнительных мероприятий радиационной защиты (засыпка, защитная крышка) МЭД над проходкой могла превысить 25 мЗв/ч, но

при установленном защитном перекрытии ее величина не превысила первоначального значения ~0,2 мЗв/ч. При этом, как ранее отмечено (рис. 4), нахождение части засыпки на нижней плите схемы Е до извлечения сегмента конструкции позволило избежать 10-кратного роста МЭД (на верхней плите) по периметру (на открытых пространствах). Непосредственно над проемом МЭД увеличилась незначительно. Таким образом, организация проходки согласно специально разработанной схеме (рис. 7—9) позволила снизить дозовую нагрузку на персонал как минимум в 10 раз.

Выбор оптимального варианта демонтажа

Если сравнивать с вариантом 1, то в целом выбор оптимального варианта «демонтаж через проем с применением дополнительных мероприятий» позволил снизить МЭД не менее чем в 1000 раз, обеспечивая тем самым приемлемый для выполнения работ персоналом уровень.

Рекомендации

1. Учитывая современную тенденцию внедрения «безлюдных» технологий [3] для наиболее трудо- и дозозатратных операций, в первую очередь необходимо адаптировать использованный специалистами АО «ОДЦ УГР» инструмент для его применения робототехническими комплексами (манипуляторами). При этом важно иметь в виду, что непосредственно в процессе работ специалистами АО «ОДЦ УГР» было решено значительное количество технических проблем, обусловленных отсутствием готовых подходов, полной информации о состоянии конструкций, засыпки и т. д. Данный факт в настоящее время исключает возможность применения только «безлюдных» технологий при демонтаже блоков РБМК до получения достаточного опыта, создания и отработки готовых технических решений, инструмента и оборудования. На сегодняшний день целесообразно рассматривать робототехнические комплексы в качестве вспомогательных средств, обеспечивающих снижение дозовых нагрузок на персонал, и постепенно, в процессе их модернизации и совершенствования подходов, увеличивать их роль и эффективность при ВЭ УГР.

2. Предварительные результаты моделирования и полученные экспериментальные данные целесообразно использовать при подготовке специализированного математического аппарата для оценки радиационных характеристик элементов (удельная и суммарная активность, МЭД гамма-излучения) до их извлечения из реактора.

Заключение

1. Подход к демонтажу графитовой кладки через технологический проем, отработанный специалистами АО «ОДЦ УГР», показал свою перспективность и возможность его адаптации для других типов УГР.

2. Методы расчетно-экспериментального анализа изменения радиационной обстановки в процессе опытных испытаний технологий демонтажа графитовой кладки позволили получить информацию, дозволившую разработать и внедрить мероприятия по снижению влияния радиационного фактора на настоящем этапе, и будут полезны в рамках дальнейших исследований по созданию технологий демонтажа боковых, нижних МК и графитовой кладки.

3. В настоящее время технологический проем в конструкциях ПУГР АДЭ-5 предоставляет уникальную возможность для проведения опытно-экспериментальных работ по испытанию оборудования в реальных условиях с высоким уровнем интенсивности гамма-излучения, что необходимо для подготовки оборудования к выводу из эксплуатации разных типов УГР, включая РБМК, АМБ и ЭГП-6.

4. Как показал анализ, полученный опыт позволит существенно повысить эффективность мероприятий при планировании аналогичных работ на УГР разных типов.

Благодарность

Авторы выражают искреннюю признательность всем руководителям, специалистам, рабочим, дозиметристам и лаборантам АО «ОДЦ УГР», принимавшим активное участие в работе по организации технологического проема, извлечению графитовых блоков и выполнению измерений.

Работа выполнена при финансовой поддержке Государственной корпорации «Росатом» в рамках контракта от 07.12.2018 № Н.4д.241.20.19.1008.

Литература

1. *Дорофеев А. Н., Комаров Е. А., Захарова Е. В., Волкова А. Г., Мартынов К. В., Линге И. И., Иванов А. Ю., Уткин С. С., Павлюк А. О., Котляревский С. Г.* К вопросу захоронения реакторного графита // Радиоактивные отходы. 2019. № 2 (7). С. 18—30. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-18-30.

2. *Волков В. Г., Сафронова Н. Н., Морозов Ф. Т., Комаров Е. А., Зимин В. К., Былкин Б. К., Зверков Ю. А., Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И.* О проблеме заключительного этапа

обращения с облученным графитом блоков АЭС с водографитовыми реакторами // Радиоактивные отходы. 2021. № 2 (15). С. 10—20. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-2-10-20.

3. Вывод блоков из эксплуатации // Росэнергоатом. 2021. № 6.

4. *Падерин Е. С., Шешин А. А., Орлов К. Е.* Подходы к демонтажу графитовых кладок при выводе из эксплуатации по варианту «ликвидация» // Радиоактивные отходы. 2019. № 3 (8). С. 69—73. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-3-69-73.

5. *Pavliuk A., Bespala E., Kotlyarevskiy S.* Technical Solution for Decommissioning of Uranium-graphite Reactor // ECED 2017 Conference Guide and Book of Abstracts Eastern and Central European Decommissioning. June 20—22 2017. Trnava, Slovakia.

6. *Pavliuk A. O., Bespala E. V., Kotlyarevskiy S. G.* Perspective Ways of Irradiated Graphite Treatment // The Fifth International Conference on Nuclear Decommissioning (ICOND). November 22—24 2016. Aachen-Germany. — URL: https://www.icond.de.

7. *Берела А. И., Томилин С. А., Федотов А. Г.* Анализ дозовых нагрузок персонала в проектных технологических процессах демонтажа оборудования выводимых из эксплуатации блоков АЭС // Глобальная ядерная безопасность. 2015. № 1 (14). С. 55—60.

8. *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.* Мероприятия по радиометрии полей излучений в графитовых кладках остановленных промышленных уран-графитовых реакторов СХК // Известия Томского политехнического университета. 2006. Т. 309. № 3. С. 68—71.

9. *Буланенко В. И., Фролов В. В.* Радиационные характеристики остатков топлива в кладках снятых с эксплуатации ПУГР // Атомная энергия. 1995. Т. 78. Вып. 6. С. 396—400.

10. *Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И., Волкова А. Г., Захарова Е. В., Комаров Е. А.* Подходы к характеризации по гамма-излучающим радионуклидам графитовых блоков и их контейнеризации при демонтаже кладок УГР // Радиоактивные отходы. 2021. № 3 (16). С. 21—32. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-2-21-32.

11. *Былкин Б. К., Тихоновский В. Л., Чуйко Д. В.* Создание и применение многомерных информационных моделей блока АЭС при выводе из эксплуатации // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2012. № 3. С. 91—101.

12. Патент РФ № 2679827. G21C 19/00 (2006.01). Способ демонтажа графитовой кладки ядерного реактора / Бирюков А. Н., Ермошин Ф. Е., Котляревский С. Г., Павлюк А. О., Падерин Е. С., Семенихин В. И., Туктаров М. А., Шешин А. А.; патентообладатель: ГК «Росатом»; заявл. 12.03.2018; опубл. 13.02.2019. Бюл. № 5.

13. Патент РФ 2695107. G21C 19/00 (2006.01). Способ выполнения технологического проема для осуществления демонтажа графитовой кладки остановленного уран-графитового реактора / Падерин Е. С., Шешин А. А.; патентообладатель: ГК «Росатом»; заявлено 06.12.2018; опубл. 09.07.2019. Бюл. № 20.

14. *Agostinelli S., Allison J., Amako K., Apostolakis J. et al.* GEANT4 — a simulation toolkit // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 2003. Vol. 506. Iss. 3. Pp. 250—303. DOI: 10.1016/s0168-9002(03)01368-8.

15. *Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И.* Контроль изменения радиационной обстановки при демонтаже конструкций остановленного уран-графитового реактора // Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине. Российский и международный опыт подготовки кадров: сборник тезисов докладов X Международной научно-практической конференции. Томский политехнический университет. — Томск: Ветер, 2020. 143 с. — URL: https://portal.tpu.ru/science/konf/atom/itog/Sbornik_tezisov.pdf.

16. ICRP Publication 103. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. IAEA, Vienna, 2007.

Информация об авторах

Павлюк Александр Олегович, кандидат физико-математических наук, руководитель группы, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: pao@dnrc.ru.

Котляревский Сергей Геннадьевич, ведущий инженер, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: ksg@dnrc.ru.

Кан Роман Игоревич, инженер-физик, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: kri@dnrc.ru.

Загуменнов Владимир Сергеевич, кандидат технических наук, заместитель директора по выводу из эксплуатации, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: zvs@dnrc.ru.

Падерин Егор Станиславович, начальник службы вывода из эксплуатации комплексов с ядерными установками, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: esp@dnrc.ru.

Шешин Александр Аркадьевич, ведущий инженер службы вывода из эксплуатации комплексов с ядерными установками, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: shaa@dnrc.ru.

Савран Евгений Анатольевич, начальник отдела охраны труда, радиационной безопасности и мониторинга окружающей среды, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: savran@dnrc.ru.

Библиографическое описание статьи

Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И., Загуменнов В. С., Падерин Е. С., Шешин А. А., Савран Е. А. Анализ радиационной обстановки при организации проема в верхних конструкциях остановленного уран-графитового реактора // Радиоактивные отходы. 2022. №1(18). С. 43—56. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-1-43-56.

RADIATION SITUATION AND ITS EVALUATION WHILE MAKING AN OPENING IN THE UPPER STRUCTURES OF A SHUTDOWN URANIUM-GRAPHITE REACTOR

Pavliuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I., Zagumennov V. S., Paderin E. S., Sheshin A. A., Savran E. A.

"Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors", JSC, Seversk, Tomsk region, Russia

Article received on December 28, 2021

This article presents the results and methods allowing to evaluate the changes in the radiation situation during the experimental implementation of graphite stack dismantlement methods at ADE-5 PUGR (JSC PDC UGR site). It considers the approaches proposed to limit the increasing gamma radiation levels at work places when an opening is arranged in the upper structures of a shutdown uranium-graphite reactor providing access to the graphite stack and evaluates their effectiveness.

Keywords: *decommissioning, dismantling, radiation fields, uranium-graphite reactor, gamma radiation, radiation factor, radioactive waste.*

Acknowledgements

The authors would like to express their sincere gratitude to all PDC UGR's managers, specialists, workers, dosimetrists and laboratory assistants who took active part in the efforts implemented to make an opening, to remove the graphite blocks and to perform the measurements.

This study was financially supported by the State Atomic Energy Corporation Rosatom under contract No. N.4d.241.20.19.1008 of December 7, 2018.

References

1. Dorofeev A. N., Komarov E. A., Zakharova E. V., Volkova A. G., Linge I. I., Utkin S. S., Ivanov A. Yu., Pavliuk A. O., Kotlyarevskij S. G. K voprosu zakhoroneniya reaktornogo grafita [On Reactor Graphite Disposal]. *Radioaktivnyye otkhody — Radioactive Waste,* 2019, no. 2 (7), pp. 18—30. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-18-30.

2. Volkov V. G., Safronova N. N., Morozov F. T., Komarov E. A., Zimin V. K., Bylkin B. K., Zverkov Yu. A., Pavlyuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I. O probleme zaklyuchitel'nogo etapa obrashcheniya s obluchennym grafitom blokov AES s vodografitovymi reaktorami [On the Challenge Associated with the Final Stage of Irradiated Graphite Management from Water-Graphite NPP Reactor Units]. *Radioaktivnyye otkhody — Radioactive Waste,* 2021, no. 2 (15), pp. 10—20. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-2-10-20.

3. Vyvod blokov iz ekspluatatsii [Decommissioning of Power Units]. *REA Journal Rosenergoatom,* 2021, no. 6.

4. Paderin E. S., Sheshin A. A., Orlov K. E. Podkhody k demontazhu grafitovykh kladok pri vyvode iz ekspluatatsii po variantu «likvidatsiya» [Graphite Stack Dismantlement Approaches under the "Dismantlement" Decommissioning Option]. *Radioaktivnyye otkhody — Radioactive Waste,* 2019, no. 3 (8), pp. 69—73. DOI: 10.25283/2587-9707-2019- 3-69-73.

5. Pavliuk A., Bespala E., Kotlyarevskiy S. Technical Solution for Decommissioning of Uranium-graphite Reactor./ *ECED 2017 Conference Guide and Book of Abstracts Eastern and Central European Decommissioning.* June 20—22, 2017, Trnava, Slovakia.

6. Pavliuk A. O., Bespala E. V., Kotlyarevskiy S. G. Perspective Ways of Irradiated Graphite Treatment. *The Fifth International Conference on Nuclear Decommissioning (ICOND).* November 22—24, 2016. Aachen-Germany. — URL: https://www.icond.de.

7. Berela A. I., Tomilin S. A., Fedotov A. G. Analiz dozovykh nagruzok personala v proyektnykh tekhnologicheskikh protsessakh demontazha oborudovaniya vyvodimykh iz ekspluatatsii blokov AES [The Analysis of Personnel Dose Loadings in the Design Technological Processes of Equipment Dismantle of the Npp Units Decommissioning]. *Global'naya yadernaya bezopasnost' — Global Nuclear Safety,* 2015, no. 1 (14), pp. 55—60.

8. Pavlyuk A. O., Tsyganov A. A., Kokhomsky A. G., Khvostov V. I., Antonenko M. V., Kotlyarevsky S. G., Boyko V. I., Shamanin I. V., Nesterov V. N. Meropriyatiya po radiometrii poley izlucheniy v grafitovykh kladkakh ostanovlennykh promyshlennykh urangrafitovykh reaktorov SKHK [The Measures for Radiometry of Radiation Fields in Graphite Laying of Shut Down Industrial Uranium-Graphite Reactors of the Siberian Group of Chemical Enterprises]. *Izvestiya Tomskogo politekhnicheskogo universiteta — News of the Tomsk Polytechnic University,* 2006, vol. 309, no. 3, pp. 68—71.

9. Bulanenko V. I., Frolov V. V. Radiatsionnyye kharakteristiki ostatkov topliva v kladkakh snyatykh s ekspluatatsii PUGR [Radiation Characteristics of Fuel Residues in the Stack of Decommissioned PUGRs]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy,* 1995, vol. 78, iss. 6, pp. 396—400.

10. Pavliuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I., Volkova A. G., Zakcharova E. V., Komarov E. A. Podkhody k kharakterizatsii po gamma-izluchayushchim radionuklidam grafitovykh blokov i ikh konteynerizatsii pri demontazhe kladok UGR [Approaches to Graphite Block Characterization by Gamma Radionuclides and their Packaging During UGR Stack Dismantlement]. *Radioaktivnyye otkhody — Radioactive Waste,* 2021, no. 3 (16), pp. 30—43. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-3-30-43.

11. Bylkin B. K., Tikhonovskiy V. L., Chuyko D. V. Sozdaniye i primeneniye mnogomernykh informatsionnykh modeley bloka AES pri vyvode iz ekspluatatsii [Multidimensional Information Models: Development and Application During NPP Unit Decommissioning]. *Izvestiya vysshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetika — Proceedings of Higher Educational Institutions. Nuclear Energy,* 2012, no. 3, pp. 91—101.

12. Biryukov A. N., Ermoshin F. E., Kotlyarevskii S. G., Pavlyuk A. O., Paderin E. S., Semenikhin V. I., Tuktarov M. A., Sheshin A. A. *Sposob demontazha grafitovoi kladki yadernogo reaktora* [Method for the Dismantlement of Nuclear Reactor Graphite Stacks]. Patent RF no. 2679827 RF. Patentee: State Corporation "Rosatom"; application date: 12.03.2018; publication date: 13.02.2019. Bul. no. 5.

13. Paderin E. S., Sheshin A. A. *Sposob vypolneniya tekhnologicheskogo proema dlya osushchestvleniya demontazha grafitovoi kladki ostanovlennogo urangrafitovogo reaktora* [Method for Making Openings During the Dismantlement of a Graphite Stack in a Shutdown Uranium-Graphite Reactor]. Patent RF no. 2695107 RF. Patentee: State Corporation "Rosatom"; application date: 12.06.2018; publication date: 09.07.2019. Bul. no. 20.

14. Agostinelli S., Allison J., Amako K., Apostolakis J. et al. GEANT4 — a simulation toolkit. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment,* 2003, vol. 506, iss. 3, pp. 250—303. DOI: 10.1016/s0168-9002(03)01368-8.

15. Pavlyuk A. O., Kotlyarevskiy S. G., Kan R. I. Kontrol' izmeneniya radiatsionnoy obstanovki pri demontazhe konstruktsiy ostanovlennogo uran-grafitovogo reaktora [Monitoring the Changes in the Radiation Environment During the Dismantlement of Shutdown Uranium-Graphite Reactor Structures]. *Fiziko-tekhnicheskiye problemy v nauke, promyshlennosti i meditsine. Rossiyskiy i mezhdunarodnyy opyt podgotovki kadrov: sbornik tezisov dokladov X Mezhdunarodnoy nauchno-prakticheskoy konferentsii* [Physical and Engineering Challenges in Science, Industry and Medicine. Russian and International Experience in Personnel Training: Collection of Abstracts from the X International Scientific and Practical Conference]. Tomskiy politekhnicheskiy universitet [Tomsk Polytechnic University]. Tomsk, Veter Publ., 2020. 143 p.
16. ICRP Publication 103. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. IAEA, Vienna, 2007.

Information about the authors

Pavliuk Alexander Olegovich, candidate of physical and mathematical sciences, head of the group, “Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: pao@dnrc.ru.

Kotlyarevsky Sergey Gennadievich, leading engineer, “Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: ksg@dnrc.ru.

Kan Roman Igorevich, engineer-physicist, “Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: kri@dnrc.ru.

Zagumennov Vladimir Sergeevich, candidate of technical sciences, Deputy Director for Decommissioning, “Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: zvs@dnrc.ru.

Paderin Egor Stanislavovich, Head of the Decommissioning Service for Nuclear Complexes, “Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: esp@dnrc.ru.

Sheshin Alexander Arkadievich, leading engineer, Decommissioning Service for Nuclear Complexes, “Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: shaa@dnrc.ru.

Savran Evgeny Anatolievich, Head of the Department of Labor Protection, Radiation Safety and Environmental Monitoring, “Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: savran@dnrc.ru.

Bibliographic description

Pavliuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I., Zagumennov V. S., Paderin E. S., Sheshin A. A., Savran E. A. Radiation Situation and its Evaluation while Making an Opening in the Upper Structures of a Shutdown Uranium-Graphite Reactor. *Radioactive Waste,* 2022, no. 1 (18), pp. 43—56. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-1-43-56. (In Russian).