

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Иванов А.А. Программное средство CELL. Описание применения. – М.: РНЦ «Курчатовский институт», 1993. – 27 с.
2. Городков С.С. Аннотация программы НЕМ-3 // Вопросы атомной науки и техники. Физика и техника ядерных реакторов. – 1984. – № 8(45). – С. 42–45.
3. Акимускин С.В., Дегтярёв А.М., Мясников А.А. и др. Сравнительные расчёты ячеек и полиячеек ПУГР по современным нейтронно-физическим программам. – М.: РНЦ «Курчатовский институт», Препринт ИАЭ-6230/4. – М., 2001. – 39 с.

УДК 621.039.564.2

## МЕРОПРИЯТИЯ ПО РАДИОМЕТРИИ ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЙ В ГРАФИТОВЫХ КЛАДКАХ ОСТАНОВЛЕННЫХ ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ СХК

А.О. Павлюк, А.А. Цыганов, А.Г. Кохомский, В.И. Хвостов, М.В. Антоненко, С.Г. Котляревский, В.И. Бойко\*,  
И.В. Шаманин\*, В.Н. Нестеров\*

ФГУП "Сибирский химический комбинат", г. Северск

\*Томский политехнический университет

*Изложены содержание и ход работ по оценке количества делящихся материалов в графитовых кладках остановленных промышленных уран-графитовых реакторов. Представлены составные части расчетно-экспериментальной методики для определения массы делящихся материалов в виде просыпей и фрагментов топлива в графитовых кладках. Рассмотрены методы пробоотбора, зондирования параметров полей гамма- и нейтронного излучений. Приведено описание оборудования, необходимого для получения распределений излучений в кладках реакторов. Проведен анализ технических возможностей получения надежных экспериментальных данных по дифференциальным и интегральным параметрам полей излучений.*

### Введение

Необходимость оценки ядерной безопасности промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) обусловлена наличием в их графитовых кладках просыпей ядерного топлива, образовавшихся в результате инцидентов, связанных с разрушением топливных элементов и попаданием части топлива в графитовую кладку.

На Сибирском химическом комбинате (СХК) в начале 90-х гг. XX в. были остановлены и находятся в стадии вывода из эксплуатации три ПУГР: И-1, ЭИ-2 и АДЭ-3.

Длительное облучение нейтронами фрагментов топлива в ячейках привело к образованию трансурановых элементов, что определило не только высокий уровень гамма-фона, но и наличие потоков тепловых и быстрых нейтронов. На остановленных ПУГР в районах таких ячеек были зарегистрированы источники нейтронов ( $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  и др.), имеющие значительный выход нейтронов при спонтанном делении.

В соответствии с правилами обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов (НП-007-98) [1], для разработки правильной стратегии вывода из эксплуатации, включающей в себя выбор периода выдержки, технологии демонтажа, удаления и захоронения реакторных конструкций, проводится обследование ядерного и радиационного состояния оборудования, систем и т.д., включая:

- оценку радиационных характеристик просыпей и фрагментов ядерного топлива в графитовых

кладках, образовавшихся в результате инцидентов и оставшихся в активных зонах реакторов;

- выполнение исследований по определению масс и зон локализации просыпей ядерного топлива;
- проведение экспериментальных исследований по зондированию с целью определения активностей долгоживущих продуктов деления и зон их локализации в графитовой кладке.

Эти исследования на СХК начали проводиться совместно с Физико-энергетическим институтом (ФЭИ), Московским инженерно-физическим институтом (МИФИ), Институтом физической химии РАН (ИФХ РАН) и др. В число основных задач, решаемых специалистами СХК, входила адаптация существующих методов радиометрии и спектрометрии полей ионизирующих излучений к условиям и особенностям остановленных ПУГР.

В результате на Сибирском химическом комбинате были разработаны и внедрены методики и регламенты радиационного обследования ПУГР, которые позволяют получить необходимую информацию для разработки концепции вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов.

### Методы и применяемое оборудование

Метод гамма- и нейтронного зондирования

Для определения массы делящихся материалов в виде просыпей и фрагментов топлива в графитовых кладках ПУГР была разработана расчетно-экспериментальная методика, составными частями которой являются:

- 1) программные расчеты радионуклидного состава и удельных радиационных характеристик просыпей топлива на основе данных о времени и месте произошедших инцидентов, в основу которых положена информация, систематизированная в справочнике [2];
- 2) нейтронное и фотонное зондирование графитовой кладки как в ячейках с просыпями топлива, так и в окружающих областях кладки. Зондирование детекторами нейтронов и гамма-квантов осуществляют перемещением зондов по высоте канального отверстия ячейки;
- 3) обработка данных зондирования графитовой кладки, оценка зон локализации просыпей топлива и определение искомой массы ядерного материала в графитовой кладке.

Экспериментальная часть методики и ее приборная реализация разработана в технической лаборатории реакторного завода СХК. В ее основу положены результаты и рекомендации, полученные специалистами ФЭИ [3].

Математическая модель основана на обработке следующей информации:

- 1) определение границ зон локализации просыпей в пределах  $\pm 0,5$  м от детектора нейтронов;
- 2) измерение дифференциальной функции отклика детектора в графитовой кладке от точечного источника  $^{252}\text{Cf}$ ;
- 3) измерение интегрального отклика детектора в зоне локализации и сравнение со значением, рассчитанным с использованием дифференциальной функции отклика в предположении равномерного распределения просыпей в среднем по контролируемой зоне.

Сканирование нейтронных полей в районах ячеек, в которых произошли инциденты, проводилось измерительным нейтронным каналом (ИНК). Составные блоки ИНК были разработаны ПО "Маяк" и выпускались серийно. Исследования спада интенсивности гамма-излучения в реакторных пространствах остановленных ПУГР проводились с помощью устройства ДРГЗ-еЮ, разработанного на СХК.

Сканирование датчиками приборов ИНК и ДРГЗ-еЮ первоначально выполнялось операторами вручную с дискретным шагом  $\sim 0,5$  м. Результаты позволили дать лишь консервативную оценку содержания делящихся материалов в силу ограниченного числа замеров интенсивности полей нейтронного и гамма-излучений как по высоте, так и по числу ячеек. Поэтому 2004 г. на СХК был разработан и в данное время находится в стадии испытаний экспериментальный образец устройства сканирования «СКУ-Н», предназначенный для измерения пространственного распределения полей нейтронного излучения в графитовых кладках остановленных ПУГР.

Технические возможности «СКУ-Н» позволяют не только проводить измерения нейтронных потоков в графитовой кладке, но и получить относи-

тельное распределение гамма-излучения, что важно для исследований радиационных характеристик как графитовой кладки, так и окружающих кладку металлоконструкций.

Экспериментальный образец сканирующего устройства состоит из блоков управления и сканирования, рис. 1.

Блок управления выполнен на основе персонального компьютера со встроенной платой АЦП и осуществляет управление сканированием и регистрацию результатов.

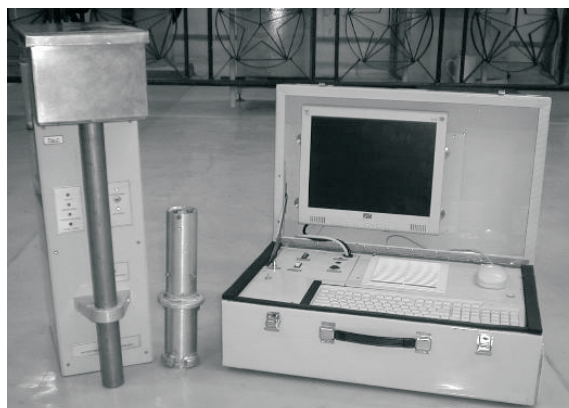


Рис. 1. Блок сканирования (слева) и управления (справа) экспериментального образца устройства «СКУ-Н»

Надежная связь блоков управления и сканирования обеспечивается на расстояниях до 25 м. В состав блока сканирования входят детектор и преобразователь сигнала, перемещаемые в объекте сканирования на гибкой линии связи с помощью электропривода. Конструкция блока сканирования предусматривает возможность смены блоков детектирования.

Особенностью блока детектирования гамма-излучения (рис. 2) является использование в качестве детектора ионизационной камеры КГ-10 диаметром 33 мм. Сигнал с камеры подается на логарифмический усилитель.

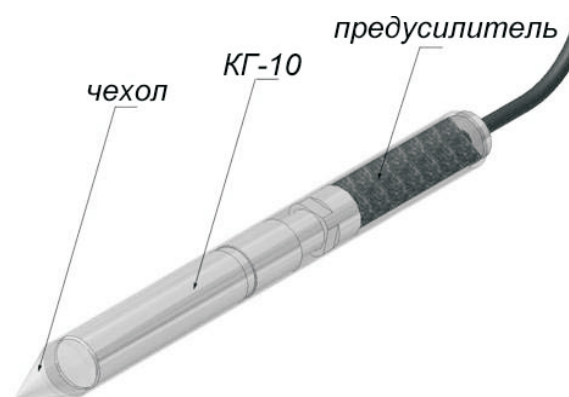


Рис. 2. Детектор гамма-излучения

В блоке детектирования нейтронов (рис. 3) в качестве детектора используется газоразрядный счетчик нейтронов СНМ-12, предназначенный для ре-

гистрации медленных нейтронов в диапазоне энергий 0,03...100 эВ в коронном режиме. Для регистрации быстрых и резонансных нейтронов счетчик помещается в коаксиальный замедлитель из полиэтилена толщиной 12 мм и чехол из кадмия толщиной 1 мм. Детектор связан с блоком сканирования соединительным кабелем.

Первичная обработка данных, получаемых в ходе измерений нейтронных и гамма-полей, осуществляется с помощью разработанного на СХК программного обеспечения.

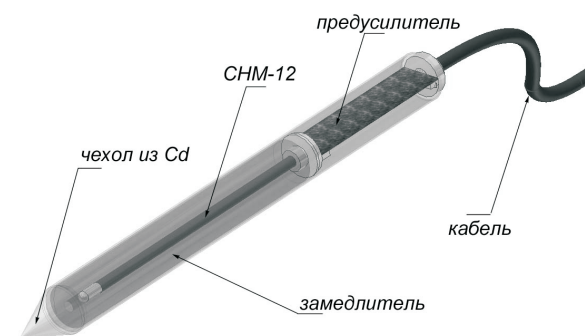


Рис. 3. Детектор нейтронов

Как показали предварительные испытания, применение “СКУ-Н” позволяет получать детальные распределения полей быстрых и тепловых нейтронов в графитовых кладках остановленных ПУГР при значительной экономии времени и снижении дозовых нагрузок на персонал. Создание “СКУ-Н” является промежуточным этапом в разработке и внедрении полнофункционального сканирующего устройства.

Применение метода пробоотбора

Интересные результаты были получены с применением метода пробоотбора графитовых образцов с последующим измерением параметров их излучения на спектро- и радиометрическом оборудовании.

Графитовый блок

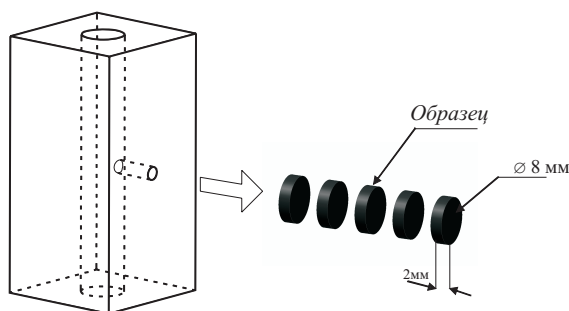


Рис. 4. Схема отбора образцов из графитового блока для радио- и спектрометрического анализа

Специалистами СХК были разработаны устройства, позволившие получить образцы из графитовых кладок реакторов И-1, ЭИ-2 и АДЭ-3. Для отбора из графитовых блоков и отражателя применялась технология горизонтального и вертикального выбуривания образцов. Из стенки графитового блока высверливался керн диаметром 8 мм. Из полученного керна вырезали пять образцов толщиной 2 мм (рис. 4).

Работа по идентификации в образцах радионуклидов проводилась совместно со специалистами МИФИ и ИФХ РАН с применением различных комплексов спектро- и радиометрического оборудования [4].

С помощью  $\gamma/X$ -спектрометрических измерений на планарном  $LEGe$ -детекторе определялось содержание  $^{241}Am$  и  $^{244}Cm$  [4]. В спектрах загрязненных актиноидами образцов наблюдались гамма-линии 59,5 кэВ ( $^{241}Am$ ), 74,5 кэВ ( $^{243}Am$ ) и рентгеновские линии с энергиями около 14 и 18 кэВ, в которых суммировались  $L_{\alpha}$  и  $L_{\beta}$  излучения, сопровождавшие  $\alpha$ -распады  $Cm$  и  $Am$  (рис. 5). Методика определения количественных характеристик загрязнения соответствовала общепринятым.

С помощью  $\gamma/X$ -спектрометрических измерений на планарном  $LEGe$ -детекторе определялось содержание  $^{241}Am$  и  $^{244}Cm$  [4]. В спектрах загрязненных актиноидами образцов наблюдались гамма-линии 59,5 кэВ ( $^{241}Am$ ), 74,5 кэВ ( $^{243}Am$ ) и рентгеновские линии с энергиями около 14 и 18 кэВ, в которых суммировались  $L_{\alpha}$  и  $L_{\beta}$  излучения, сопровождавшие  $\alpha$ -распады  $Cm$  и  $Am$  (рис. 5). Методика определения количественных характеристик загрязнения соответствовала общепринятым.

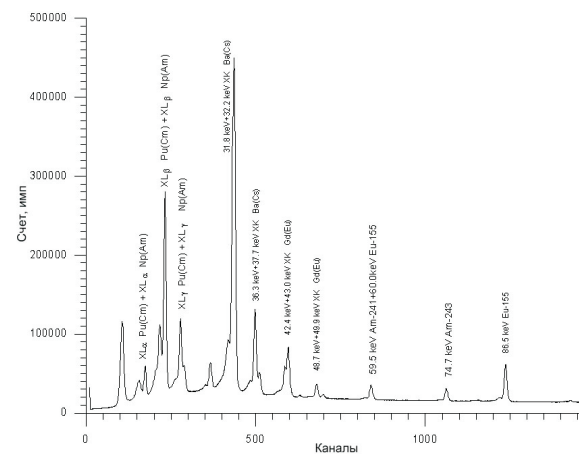


Рис. 5. Спектр  $\gamma/X$ -излучения графитового образца, полученный с помощью  $LEGe$ -детектора

Для определения содержания плутония в образцах графита применялась методика, основанная на радиохимическом выделении плутония из образцов графита, т.к. слабая интенсивность гамма- и рентгеновского излучений радионуклидов плутония и фон от других радионуклидов, присутствующих в отобранных образцах графита, существенно затрудняли проведение прямых измерений.

Радиохимическое выделение плутония из графита проводилось специалистами ИФХ РАН [4]. Для альфа-спектрометрических измерений изготавливали образцы, в которых специалистами МИФИ и ИФХ РАН была получена информация о содержании  $^{240}Pu + ^{239}Pu$  и  $^{238}Pu$ .

Чувствительность данной методики позволяет измерять концентрацию плутония на уровне десятых долей Бк на грамм графита. В высокоактивных образцах для измерения излучения выделенного плутония применяли  $\gamma/X$ -спектрометрические методы анализа.

В результате исследований более 1000 образцов оценен количественный и качественный состав радионуклидов.

Технологии пробоотбора, разработанные на Сибирском химическом комбинате, были успешно применены на ПО «Маяк» для получения образцов графита из кладок реакторов АВ-1, АВ-2, АВ-3 и АИ. Данные технологии вполне могут использоваться для отбора проб графита находящихся в эксплуатации уран-графитовых реакторов (ПУГР, РБМК) с целью обоснования продления срока его гарантированной безопасной эксплуатации.

#### Результаты исследований и их анализ

На остановленных реакторах СХК в районах зон локализации топлива обнаружены источники нейтронов, которые являются совокупностью нейтронов спонтанного деления и нейтронов ( $\alpha, n$ )-реакций. С одной стороны, трансурановые элементы являются  $\alpha$ -излучателями, а с другой стороны, ряд из них имеют значительный выход нейтронов при спонтанном делении ( $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  и др.).

В ходе радиационного обследования выявлено, что плотность нейтронных потоков значительно отличается от ячейки к ячейке (более чем в 10000 раз). Причем по высоте ячеек плотность потока как тепловых, так и быстрых нейтронов изменяется на 2–4 порядка и более.

Распределение полей тепловых и быстрых нейтронов кладки носит сложный характер, а в некоторых случаях значительную роль играет наложение полей нейтронов от других, находящихся рядом с просыпями топлива ячеек. Наличие нейтронных потоков в ячейках, достаточно удаленных от них, указывает на возможность миграции как частиц топлива во время инцидента, так и радионуклидов, образовавшихся при длительном облучении урана в процессе эксплуатации.

В результате исследований установлено, что наилучшее пространственное разрешение достигается при измерениях потока быстрых нейтронов, а измерения полей тепловых нейтронов необходимы для того, чтобы оперативно обнаружить места локализации просыпей. Расчеты количества делящегося материала и зон локализации производились по результатам распределений полей быстрых нейтронов. Неполная корреляция между распределениями полей гамма- и нейтронного излучений свидетельствует о сложности физико-химического процесса распространения радионуклидов в графитовой кладке. Так, распространение продуктов деления, активации и трансурановых элементов в ячейках с просыпями топлива и соседних с ними ячейках происходило в соответствии с индивидуальными способностями к сорбции и диффузии этих радионуклидов под влиянием эксплуатационных факторов.

Сопоставление результатов, полученных методами гамма-нейтронного зондирования и спектро-

метрического анализа при изучении проб графита, выявило расхождение в оценках количества делящихся материалов. Так, по оценке экспертов МИ-ФИ в графитовых кладках ПУГР СХК количество делящихся материалов в несколько раз ниже, чем ранее было получено специалистами ФЭИ.

Основными причинами расхождений могут быть несовершенство расчетных математических моделей при обработке результатов зондирования, недостаточная представительность пробоотбора и др.

Имеет место предположение, что под влиянием эксплуатационных факторов фрагменты топлива рассеялась по объему кладки. На данный момент технология пробоотбора не позволяет получить образцы высокоактивного материала из стыков блоков, трещин, пазух и других дефектов, в которых могут быть сосредоточены фрагменты топлива. Соответственно анализ проб графита мог не в полном объеме предоставить информацию о количестве ядерного материала в кладках.

В настоящее время исследования на СХК продолжают, что в конечном итоге позволит:

- получить объемную картину радиоактивного загрязнения кладок ПУГР И-1, ЭИ-2, АДЭ-3;
- более корректно определить зоны локализации и дать более точную оценку массы просыпей топлива в графитовых кладках;
- усовершенствовать расчетно-экспериментальную методику оценки содержания делящихся материалов в графитовых кладках;
- подготовить более полную информацию для последующего формирования базы данных радиационных характеристик ПУГР СХК.

#### Заключение

Результаты проведенных мероприятий позволили сделать вывод об их эффективности при определении ядерной безопасности остановленных ПУГР СХК. Апробированные экспериментальные и расчетные методы обеспечивают требуемую правилами ядерной безопасности степень достоверности полученных результатов. Поскольку это был первый отечественный опыт проведения таких мероприятий, то разработанные и внедренные технологические регламенты требуют значительных затрат времени.

Учитывая актуальность проблемы предстоящей остановки и вывода из эксплуатации реакторов АДЭ-2, АДЭ-4 и АДЭ-5, целесообразно продолжать исследования с целью разработки и внедрения более совершенных методов, которые позволят произвести комплексное радиационное обследование графитовых кладок в более короткие сроки с минимальными дозовыми нагрузками на персонал.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов (НП-007-98) – М.: Госатомнадзор, 1999. – 120 с.
2. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник / В.М. Колобашкин, П.М. Рубцов, П.А. Ружанский, В.Д. Сидоренко – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 382 с.
3. Буланенко В.И., Фролов В.В. Радиационные характеристики остатков топлива в кладках снятых с эксплуатации ПУТР // Атомная энергия. – 1995. – Т. 78. – Вып. 6. – С. 396–400.
4. Бушуев А.В. и др. Определение радиоактивной загрязненности графита реакторов предприятия СХК. Научно-технический отчет Международного научно-технического центра, ISTC 561, 2000. – 147 с.

УДК 621.039.519

## ПРОБЛЕМА ИСКРИВЛЕНИЯ КОЛОНН ГРАФИТОВЫХ КЛАДОК УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ АДЭ-4 И АДЭ-5 В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЗА ПРЕДЕЛОМ ПРОЕКТНОГО СРОКА СЛУЖБЫ

В.Н. Мещеряков, П.М. Гаврилов, А.А. Цыганов, А.Г. Кохомский, В.Б. Чуканов,  
М.В. Антоненко, И.В. Шаманин\*, В.Н. Нестеров\*

ФГУП "Сибирский химический комбинат", г. Северск

\*Томский политехнический университет

E-mail: nesterov@phtd.tpu.edu.ru

*Проведен анализ экспериментальных данных по динамике искривления технологических каналов в объеме графитовых кладок промышленных уран-графитовых реакторов АДЭ-4 и АДЭ-5 Сибирского химического комбината. Приведен обзор технических решений, позволивших обеспечить стабильную эксплуатацию кладок в течение 20 лет после окончания их проектного ресурса. Использована методика расчетного анализа устойчивости колонн и усовершенствована дискретная модель кладки, что позволяет проводить сравнительный анализ факторов, влияющих на устойчивость колонн. Результатом работы явилось снижение искривления кладок до приемлемого состояния при использовании минимально-необходимого количества каналов-натяжителей.*

Проблема формоизменения графитовых кладок оказала существенное влияние на эксплуатацию ядерных реакторов канального типа с графитовым замедлителем. В каждом случае эти проблемы имеют свои специфические особенности, определяемые конструкцией активной зоны, технологией её эксплуатации и режимом облучения графита [1].

Графитовые кладки реакторов АДЭ-4 и АДЭ-5 идентичны по конструкции. Они состоят из вертикальных колонн, образованных установленными друг на друга монолитными графитовыми блоками. Для придания кладке жесткости в поперечном направлении, верхние и нижние графитовые блоки соседних колонн имеют разную высоту. В блоках имеются сквозные вертикальные цилиндрические отверстия, образующие в каждой колонне тракт, через который проходит технологический канал с твэлами. Между технологическим каналом и внутренней стенкой отверстия в графитовой колонне размещены комплекты графитовых втулок, предназначенных для снижения радиационного воздействия на кладку, упрощения процедуры извлечения технологических каналов при возникновении нестандартных ситуаций и для создания оптимальных условий продувки через кладку инертного газа (азота) во время работы реактора на мощности. Для придания монолитности кладки, её наружная боковая поверхность облицована вставками из алюминиевого сплава и стянута стальными лентами-бандажами, снабженными пружинными амортизаторами, которые компенсируют тепловое расширение кладки.

В процессе эксплуатации кладок приходится принимать меры по сохранению прямолинейности участков технологических каналов, расположенных в пределах графитовой кладки. Это необходимо для обеспечения свободного перемещения в ячейках стержней управления и аварийной защиты, обеспечения беспрепятственного извлечения и установки в реактор сменяемых деталей (технологических каналов, графитовых втулок). Кроме того, искривление колонн кладки обуславливает повышенное силовое воздействие на бандажи, стягивающие кладку по азимуту, что может вызвать их деформацию, и даже разрыв. Таким образом, задачи контроля за искривлением кладки, исследования факторов, вносящих определяющий вклад в этот процесс, и разработка мер по стабилизации искривления сохраняет актуальность на протяжении большей части жизненного цикла реакторов. В настоящей работе поставлена цель: определить наиболее эффективные методы и технические мероприятия для изучения степени искривления графитовых колонн, реализовать их и провести обоснование возможности дальнейшей эксплуатации кладки реакторов.

Исходной причиной искривления графитовых колонн обычно является радиационно-термическое формоизменение графитовых блоков. Поскольку особенности формоизменения существенно зависят от режима облучения графита [2], то, соответственно, в разных реакторах, отличающихся условиями эксплуатации, влияние формоизменения графитовых конструктивных элементов на