

Тем не менее можно отметить, что большинство исследованных месторождений имеет возраст более 100 млн лет. Исключением является Щегловское месторождение, основное оруднение которого имеет возраст от 30 до 120 тыс. лет, а также месторождение Уч-Кудук, основное оруднение которого имеет возраст от нескольких сот тысяч до 1,5 млн лет. Как видно из табл. 3, именно для этих месторождений отмечается содержание ^{234}U , большее равновесного: для первого — на 3%, для второго — на 16%. Небольшое превышение наблюдается для Мартовского месторождения (~ 2%), хотя его возраст составляет 130—140 млн лет. Для месторождений «Восток» (возраст 340—360 млн лет), Далматовское (30—130 млн лет) отмечается пониженное по сравнению с равновесным содержание ^{234}U на 7—10%. По-видимому, это коренные месторождения с частично выщелоченным ^{234}U .

Таким образом, по разработанной методике определено содержание ^{234}U в образцах руд и концентратах 20 месторождений, находящихся на территории России, Казахстана, Украины, Узбекистана, Германии, Чехии. Отмечено увеличение содержания ^{234}U по отношению к равновесному $53,4 \text{ млн}^{-1}$ в месторождениях возрастом около 1 млн лет на 3—16% и понижение содержания по отношению к равновесному в месторождениях возрастом более 100 млн лет на 7—10%. Содержание ^{234}U в месторождениях России составляет $48,4\text{—}54,8 \text{ млн}^{-1}$. Наибольшее содержание ^{234}U отмечено в образце руды месторождения Уч-Кудук (Узбекистан) возрастом от нескольких сот тысяч до 1,5 млн лет — $62,1 \text{ млн}^{-1}$.

Авторы выражают благодарность А.Л. Никольскому, Н.И. Волкову и А.С. Салтыкову за подбор, первичную подготовку и описание образцов руд.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. C787-96 standard specification for uranium hexafluoride for enrichment. — In: Annual Book of ASTM Standards, 1997, v. 12.01, p. 202—204.
2. C996-96 standard specification for uranium hexafluoride enriched to less than 5% ^{235}U . — Ibid., p. 352—354.
3. Рекомендации МКРЗ № 38. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения. М.: Энергоатомиздат, 1987.
4. Чалов П.И. Изотопное фракционирование природного урана. Фрунзе: ИЛИМ, 1975.
5. Ketterer M., Khoury C. High-precision determination of $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$ activity ratios in natural waters and carbonates by ICPMS. — In: Applications of ICPMS to radionuclide determinations, v. 2, ASTM STP 1344, 1998, p. 120—136.
6. Smith D., Carter J. A simple method to enhance thermal emission of metal ions. — Intern. J. Mass Spectrom. Ion Phys., 1981, v. 40, p. 211—215.
7. Rosholt J., Harshman E., Shields W., Garner E. Isotopic fractionation of uranium related to roll features in sandstone, Shirley Basin, Wyoming. — Economic Geology, 1964, v. 59, p. 570—585.

Поступила в Редакцию 14.12.01

УДК 621.039.532.2

ФОРМОИЗМЕНЕНИЕ КЛАДОВ ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ И ИХ БЕЗОПАСНОСТЬ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Березюк А.И., Тимонин А.И. (ФГУП ПО «Маяк»)

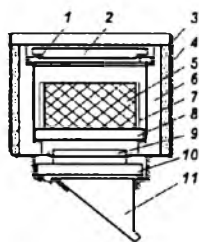
В период с 1948 по 1990 г. на ПО «Маяк» эксплуатировались четыре промышленных уран-графитовых реактора, нарабатывавших оружейный плутоний и имевших обозначение А, АВ-1, АВ-2, АВ-3.

Первый опытно-промышленный реактор А, положивший начало развитию атомной промышленности, был выведен на проектную мощность 19 июня 1948 г. Общее научное руководство и контроль над разработкой конструкции осуществлял И.В. Кур-

чатов, главным конструктором реактора был Н.А. Доллежалъ [1]. В период с 1948 по 1952 г. были осуществлены проектирование, строительство, монтаж и пуск реакторов АВ-1 (апрель 1950 г.), АВ-2 (апрель 1951 г.) и АВ-3 (октябрь 1952 г.).

В статье представлен обзор результатов 40-летних исследований поведения графитовых кладок, выполненных непосредственно на действующих реакторах. В работе принимал участие большой коллектив из представителей эксплуатационного персонала и ученых-исследователей центральной заводской лаборатории ПО «Маяк», ведущих институтов отрасли. Первые работы по изучению воздействия облучения на графит и закономерностей выгорания графита проводили под руководством И.В. Курчатова [2]. Впоследствии руководство различными направлениями исследований осуществляли Н.С. Бурдаков и Ю.К. Шурупов (ПО «Маяк»), Ю.С. Виргильев (НИИ-графит), П.А. Платонов и А.А. Тутнов (РНЦ «Курчатовский институт»), которые внесли большой личный творческий вклад в развитие технологии эксплуатации кладок. Авторы выражают благодарность С.И. Ровному за постановку задачи, помощь при подготовке рукописи, полезную дискуссию и замечания.

Конструкция промышленного уран-графитового реактора состоит из следующих основных узлов (рис. 1): графитовая кладка, схемы Е, К, О, Р, С, Т, Л [1, 2].

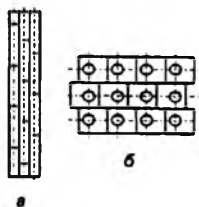


Р и с. 1. Конструктивная схема промышленного уран-графитового реактора: 1, 2 — схема К и Е соответственно; 3 — бетонная радиационная защита; 4 — песчаная засыпка; 5 — графитовая кладка; 6 — баки схемы Л; 7 — кожух; 8 — схема О, Р, С, Т соответственно

Бетонная биологическая защита, песчаная засыпка, баки схемы Л, заполненные водой, и схема Е предназначены для защиты обслуживающего персонала от воздействия излучения. Баки схемы Л одновременно являются основной несущей конструкцией схем К и О. Схема К является опорной конструкцией верхней биологической защиты реактора, схема О служит опорой для графитовой кладки. Сливной резервуар Р, который расположен под реактором, устанавливается на привариваемую к балкам надбункерного перекрытия С опору и предназначен для слива охлаждающей воды из технологических каналов. Одновременно он является нижней биологической защитой. Бункер Т служит для приема твэлов, разгружаемых из технологических каналов.

Основной конструктивный элемент — графитовая кладка, которая представляет собой вертикально расположенный цилиндр, набранный из колонн графитовых блоков. Материал блоков — графит марки Б-15, их размер в поперечном сечении 200×200 мм, высота 200, 400, 500 и 600 мм [2]. Установка в верхней и нижней частях кладки графитовых блоков разной высоты позволила осуществить высотную перевязку графитовых колонн, наличие смещения продольных осей графитового блока и отверстия в нем — перевязку колонн в направлении одного из диаметров кладки (рис. 2).

Кладка реакторов типа АВ имеет диаметр 11 800 мм, высоту 7600 мм и состоит из 2725 колонн, из которых 2001 колонна образует активную зону реактора, 724 колонны, размещенные в периферийной части, служат нейтронным отражателем. В отверстия колонн, образующих активную зону, устанавливаются графитовые втулки и технологические каналы из алюминиевого сплава, загружаемые твэлами (рис. 3). Назначение периодически заменяемых графитовых втулок — ликвидация радиационных повреждений примыкающих к технологическому каналу слоев графита и облегчение извлечения каналов с деформированными твэлами. Каналы крепятся к групповым коллекторам подачи в них охлаждающей воды, установленным на схеме Е. Нижний конец канала не закреплен и может свободно перемещаться вдоль продольной оси ячейки.



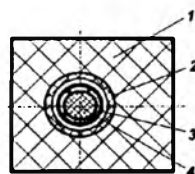
Р и с. 2. Схема перевязки графитовых колонн кладки по высоте (а) и в поперечном направлении (б)

По высоте кладки реакторов типа АВ расположено 13 поясов стягивающих ее бандажей. Каждый бандаж состоит из 16 стяжек, изготовленных из полосовой стали и соединенных между собой подпружиненными болтами. Снаружи кладка заключена в алюминиевый кожух.

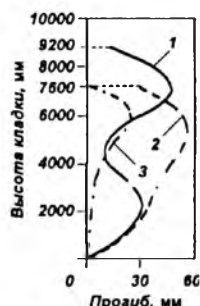
Кладка реактора А имеет диаметр 9400 мм, высоту 9200 мм и состоит из 1757 колонн: 1161 колонна образует активную зону реактора, 596 колонн служат отражателем. По высоте кладки расположено 17 поясов бандажей. Отличительной особенностью конструкции кладки реактора А является отсутствие между технологическим каналом и графитовыми блоками сменных графитовых втулок.

В течение всего периода эксплуатации реакторов большое внимание уделялось состоянию и поведению кладок. Первые трудности проявились в начале 50-х годов при замене графитовых втулок реактора АВ-1. Они были связаны с тем, что в результате низкотемпературного распухания облучаемого графита исчез технологический зазор между графитовыми блоками и втулками [1]. Постепенное увеличение наружных размеров графитовых блоков явилось также первопричиной деформации кладок [2]. Кривая изогнутой оси колонн реакторов А и АВ-1, 2, 3 имела форму с расположением максимальных прогибов (стрел прогиба) в верхней части кладки (рис. 4).

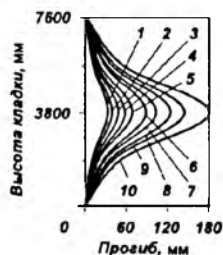
В начальной стадии эксплуатации кладку реакторов А, АВ-1, 2 продували воздухом, что ограничивало мощность, так как температура графитовой кладки вследствие окисления графита не должна была превышать 335 °С [1]. Исследования закономерностей поведения графита показали, что радиационные эффекты проявляются в нем в меньшей степени при температуре выше 400 °С [3, 4]. Кладка реактора АВ-3, продувавшаяся с момента его пуска азотом, имела по сравнению с реакторами АВ-1, 2 более высокую температуру, которая составляла в углах графитовых блоков 390—420 °С. Данное обстоятельство способствовало снижению скорости низкотемпературного распухания графита и предотвращению заклинивания графитовых втулок в кладке в период между их заменой. Перевод на азотную продувку кладок реакторов А (1954 г.) и АВ-1, 2 (1956 г.) позволил начать постепенное повышение мощности всех четырех реакторов. В период форсирования мощности стадия низкотемпературного распухания графита сменилась стадией усадки. При этом произошел частичный отжиг дефектов, накопившихся в графите в начальный период работы при низкой температуре, что привело к некоторому уменьшению кривизны колонн [2]. Однако при последующей эксплуатации реакторов вследствие искривления графитовых блоков стрела прогиба изогнутой оси колонн вновь стала увеличиваться, нарастая от центра к периферии кладки. В 1958 г. в верхней и нижних частях кладки реакторов АВ-1, 2, 3 были сформированы «горячие пояса» за счет постановки обточенно-расточенных втулок. Это привело к тому, что стрела прогиба изогнутой оси графитовых колонн сместилась к центральной по высоте кладки отметке, совпав с максимумом распределения температуры графита и флюенса нейтронов. Характерная форма искривления графитовых колонн реакторов типа АВ приведена на рис. 5 по результатам измерений, выполненных на реакторе АВ-3. Форма искривления графитовых колонн кладки реактора А оставалась двугорбой в течение всего периода его эксплуатации.



Р и с. 3. Ячейка реактора: 1 — графитовый блок; 2 — графитовая втулка; 3 — технологический канал; 4 — твэл



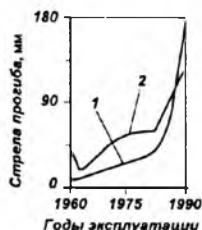
Р и с. 4. Форма искривления графитовых колонн при низкотемпературном распухании графита: 1 — реактор А; 2 — реакторы АВ-1, 2; 3 — реактор АВ-3



Р и с. 5. Форма искривления графитовых колонн реактора АВ-3 по годам: 1—10 — 1979-й; 1981-й; 1983-й; 1984-й; 1985-й; 1986-й; 1987-й; 1988-й; 1989-й; 1990-й г. соответственно

Начавшаяся в результате повышения температуры кладки усадка графита в 1962 г. вновь привела к заклиниванию в кладках реакторов АВ-1, 2 графитовых втулок. Одновременно с этим из-за деформации втулок происходило заклинивание в кладках и технологических каналов, что сопровождалось обрывом каналов при их извлечении. Для восстановления диаметра проходного отверстия ячеек была осуществлена их протяжка, которая первоначально выполнялась при работе реакторов на мощности. Это приводило к выгоранию графита и повреждению ячеек в результате удаления значительно большего, чем планировалось, слоя графита, так как по условиям радиационной обстановки отсутствовал должный контроль данной операции. Впоследствии для предотвращения неконтролируемого повреждения ячеек инструментом их протяжку стали проводить во время плановых остановок реакторов на ремонт. Из-за усадки графита также произошло заклинивание каналов и втулок реактора АВ-3. В 1963 г. во время капитального ремонта, длившегося около двух месяцев, была осуществлена протяжка всех 2001 ячейки активной зоны. Извлечение заклиненных графитовых втулок привело к необходимости разработки инструмента и приспособлений для их высверливания.

Начиная с середины 60-х годов было установлено, что кладки реакторов стали разрушаться [1]. Графитовые блоки подверглись износу, в них появились кольцевые трещины в результате изгиба, вызванного радиационным формоизменением, произошло разрушение замковых соединений и увеличение диаметра отверстий за счет механического удаления слоев графита при протяжке ячеек, высверловке втулок и расчистке ячеек от разрушенных втулок. Периодическая расчистка одних и тех же ячеек приводила к разрушению графитовых блоков и их осыпанию в виде крошки. К концу 60-х годов специально созданной комплексной бригадой, в состав которой вошли представители эксплуатационного персонала и центральной заводской лаборатории, были разработаны инструмент и технология ремонта кладок путем запрессовки в ячейки графитобакелитовой пасты [2]. В реакторе АВ-1 были отремонтированы 252 ячейки с запрессовкой 40 т пасты, АВ-2 — 309 ячеек с запрессовкой 52 т пасты, АВ-3 — 23 ячейки с запрессовкой 5 т пасты. Ремонт графитовых кладок позволил восстановить геометрию ячеек и обеспечить в дальнейшем стабильную работу реакторов [1, 2].



Р и с. 6. Среднее изменение стрелы прогиба периферийных ячеек реактора: 1 — реактор АВ-3; 2 — реактор АВ-1

После 30 лет эксплуатации реактора АВ-3 средняя скорость прироста стрелы прогиба колонн кладки, расположенных на границе активной зоны с отражателем, увеличилась с 1 до 10—15 мм/год (рис. 6). Как показали осмотры кладки, с 1979 г. в реакторе АВ-3 началось массовое продольное растрескивание графитовых блоков. В 1982 г. в реакторах АВ-1, 2 также было отмечено резкое до 10 мм/год увеличение скорости прироста стрелы прогиба периферийных колонн (см. рис. 6). К моменту вывода из эксплуатации в АВ-1 70% ячеек, нагруженных ураном, имели по семь расположенных в центральной части по высоте колонны графитовых блоков с продольной трещиной, в АВ-2 — 60%, АВ-3 — 100%, А — 15%. Кольцевые трещины в графитовых блоках присутствовали в 100% ячеек. Увеличение скорости прироста стрелы прогиба колонн исследователи связали с раскрытием образовавшихся в графитовых блоках продольных трещин.

Причина разрушения графитовых блоков заключается в возникновении в них внутренних напряжений, превышающих предел прочности графита. По своей природе графит относится к упруговязким материалам. Наличие напряжений в графитовом блоке, связанных с наличием в нем градиентов полей температуры и радиационных формоизменений, в условиях облучения вызывает деформацию ползучести. В отличие от одноосно нагруженных образцов, которые исследуются на чистую радиационную ползучесть, напряжения в графитовом блоке не остаются постоянными, так как ползучесть сопровождается релаксацией напряжений.

Расчеты напряжений в графитовых блоках кладок реакторов типа АВ были выполнены с учетом анизотропии радиационного формоизменения графита, объемной радиационной ползучести в условиях трехосного напряженного состояния, релаксации напряжений, изменения свойств графита под действием облучения, а также истории формирования по кладке полей температуры и потока повреждающих графит нейтронов. Задача расчета напряжений сводилась к решению системы уравнений, описывающих напряженно-деформированное состояние толстостенного цилиндра бесконечной длины в условиях обобщенной плоской деформации. Расчеты показали теоретическую возможность образования в графитовом блоке продольной трещины.

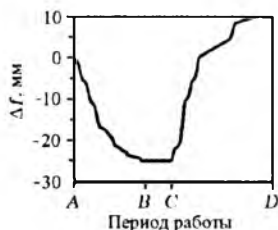
Экспериментально было установлено, что массовому разрушению графитовых блоков и раскрытию образовавшихся в них продольных трещин предшествовало вторичное набухание графита. Наличие вторичного набухания в кладке реактора АВ-3 было подтверждено при дооблучении высверленных из нее образцов графита и обнаруженным уменьшением скорости сокращения диаметра отверстий в неразрушившихся графитовых блоках. В 1988 г. было отмечено появление в отдельных графитовых блоках реактора АВ-3 второй продольной трещины, расположенной диаметрально противоположно первой.

Непрекращающийся рост искривления графитовых кладок с каждым годом все больше затруднял эксплуатацию реакторов. Росли усилия постановки и извлечения технологических каналов и графитовых втулок, снижалась устойчивость графитовых колонн, увеличивалось время на проведение ремонтных и восстановительных работ. При этом было установлено, что рост искривления кладок обусловлен следующими тремя причинами: радиационным формоизменением графитовых блоков, эксплуатационными факторами, термомеханическими процессами.

На данном этапе работы реакторов обозначилась необходимость расчетно-экспериментального изучения термомеханики графитовых кладок и вклада, вносимого термомеханическими процессами, в механизм искривления кладок. Силовое воздействие на кладку со стороны каналов, которые испытывают при повышении мощности реактора сжимающую нагрузку, обусловленную силами трения каналов об искривленный тракт, потенциально опасно инициированием расталкивающих кладку поперечных усилий и могло вызвать приращение стрелы прогиба ячеек, значительно превышающее вклад радиационных процессов.

Проводимые во время ремонтных работ измерения искривления графитовых колонн позволяли судить о среднегодовой скорости прироста стрелы прогиба, но не отражали поведение кладок в процессе работы реактора. Для исследования динамики деформации графитовых кладок под действием термомеханических нагрузок, возникающих в период изменения мощности реактора, было разработано специальное измерительное устройство, позволяющее проводить непрерывный во времени контроль изменения стрелы прогиба ячеек в условиях действия на измерительный датчик полей температуры и облучения [5]. В качестве чувствительного элемента использовали две стальные струны, натянутые вдоль диаметрально противоположных образующих внутренней поверхности трубы, которая размещена в технологическом тракте реактора и охлаждается как изнутри, так и снаружи водой. Принцип действия устройства основан на взаимном смещении концов струн при искривлении трубы, отслеживающей формоизменение кладки.

По мере снижения температуры графита в процессе расхолаживания реактора наблюдалось уменьшение стрелы прогиба контролируемой ячейки (рис. 7). Это связано с выбором зазоров, образующихся между графитовыми колоннами, под действием стягивающих графитовую кладку усилий со стороны искривленных колонн, холодных технологических каналов и остывающих бандажей. Установленный факт уменьшения стрелы прогиба ячеек в период остывания кладок позволил сделать вывод, что колонны реакторов типа АВ обладают устойчивостью и не потеряли своих упругих характеристик. Увеличение стрелы прогиба контролируемой ячейки, зарегистрированное при повышении мощности реактора, обусловлено, главным образом, тепловым расширением графита при нагреве.



Р и с. 7. Изменение стрелы прогиба Δf графитовой колонны, расположенной на границе активной зоны с отражателем: АВ — период расхолаживания графитовой кладки до температуры окружающей среды после плановой остановки реактора на ремонт; ВС — период проведения ремонтных работ; CD — период разогрева графитовой кладки при повышении мощности реактора

Динамика искривления кладки однозначно обусловлена тем, что в определенные периоды работы реактора в ней возникает силовой дисбаланс, когда расталкивающие усилия начинают превышать усилия, препятствующие искривлению, или наоборот. Процесс деформации кладки под действием возникшего силового дисбаланса будет продолжаться до тех пор, пока при определенном искривлении в ней вновь не установится силовой баланс.

В модели рассматривались следующие нагрузки, действующие на колонны кладки: сила упругости графитовых колонн, нагрузка на колонны со стороны технологических каналов, испытывающих продольно-поперечный изгиб, реакции со стороны соприкасающихся колонн, силы трения между графитовыми блоками, нагрузка со стороны опоясывающих кладку бандажей.

Экспериментальным путем была найдена закономерность передачи по кладке внешних нагрузок, изучены осевые нагрузки, действующие на технологические каналы в переходных и стационарных режимах работы реактора, а также упругие характеристики графитовых блоков с продольными трещинами. Измерения сил трения, возникающих в случае приподнимания верхних графитовых блоков кладки, позволили сделать два важных вывода:

колонны находятся в соприкосновении и воспринимают нагрузку, передаваемую на них бандажами;

силы трения между графитовыми блоками, соответственно и нагрузка, передаваемая бандажами на графитовые блоки, уменьшаются от периферии к центру реактора.

На основе разработанной математической модели были классифицированы следующие виды термомеханической деформации кладок:

объемная деформация, при которой происходит изменение наружных размеров кладки и, как следствие, изменение ее искривления без изменения взаимного расположения графитовых блоков в соседних колоннах;

деформация сдвига, которая характеризуется тем, что под действием возникающего в каком-либо ряде колонн кладки силового дисбаланса происходит сдвиг этого ряда относительно соседних рядов;

деформация сдвига в объеме всей кладки с образованием внутри ее по окружности полости между графитовыми колоннами.

В результате сопоставления величин, характеризующих изменение стрелы прогиба ячеек в период расхолаживания кладки и повышения мощности реактора, было выявлено наличие «храпового» эффекта. Заполнение осыпающейся графитовой крошкой зазоров, которые образуются между остывающими колоннами, не позволяет кладке вернуться в исходное положение при останове реактора.

Систематизация большого объема накопленных данных о состоянии кладок позволила проанализировать и разработать математическую модель ее деформации под действием возникающих в ней термомеханических нагрузок. При этом был осуществлен последовательный переход от задачи продольно-поперечного изгиба отдельно взятой графитовой колонны с графитовыми втулками и технологическим каналом к рассмотрению всей кладки в целом и получены основные уравнения, описывающие ее деформационное силовое состояние.

В статическом состоянии в графитовой кладке выполняется условие силового баланса, т.е. векторная сумма всех сил, действующих на каждую точку кладки, равна нулю. Динамика

Расчеты показали, что кладки реакторов типа АВ испытывают объемную деформацию и вклад силового воздействия каналов в прирост стрелы прогиба ячеек при повышении мощности реактора составляет десятки доли миллиметра, так как возникающий силовой дисбаланс компенсируется изменением реакций на стыках графитовых блоков. При этом было доказано существование критических сжимающих каналы нагрузок, при превышении которых возможно образование в центре кладки полости (рис. 8). Размер этих нагрузок для реакторов типа АВ составляет 4000—10 000 Н на канал и зависит от формы и размера искривления графитовых колонн. Деформация сдвига отдельных рядов в направлении увеличения их искривления может наблюдаться только либо после потери бандажами своей способности передавать на кладку нагрузку, либо после предварительного образования в кладке полости и отсутствия в результате этого силового воздействия бандажей на сдвигаемый ряд колонн.

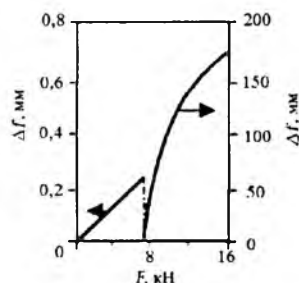
Рост искривления графитовых кладок привел к тому, что постепенно был выбран свободный ход пружин в бандажах и звенья бандажей стали деформироваться сначала упруго, затем и упругопластически. В 1987 г. средняя стрела прогиба периферийных ячеек составила 106 мм для реактора АВ-1, 101 мм для АВ-2 и 104 мм для АВ-3. Расчеты деформации бандажей показали, что соотношение между температурными расширениями кладки и бандажей таково, что разрушение бандажей наиболее вероятно в период повышения мощности реактора. Возникает вопрос, что произойдет при этом с графитовой кладкой, так как разрушение бандажей будет сопровождаться появлением в кладке динамических нагрузок.

На основе метода энергетического баланса была разработана математическая модель деформации кладки промышленных уран-графитовых реакторов в случае разрушения бандажей. Данный метод является наиболее предпочтительным в тех случаях, когда нужно получить максимальные значения динамических прогибов и не ставится задача определения законов движения массы. Было показано, что в графитовой кладке накапливается энергия, обусловленная сжатием графитовых блоков и технологических каналов, выделение которой при разрушении бандажей приведет к увеличению искривления ячеек. При этом в зависимости от размера, характеризующего приращение стрелы прогиба ячеек реактора на момент выполнения условия энергетического баланса после разрушения бандажей, в кладке может наблюдаться либо объемная деформация, либо деформация сдвига с образованием в центре кладки полости.

Метод энергетического баланса применительно к графитовой кладке заключается в следующем. Энергия, которая выделяется конструктивными элементами после разрушения бандажей и обусловлена нагрузками, действовавшими на кладку со стороны бандажей до момента их разрушения, равна энергии, поглощаемой в кладке в конечной стадии ее деформации за счет работы, затрачиваемой на преодоление сил упругости графитовых колонн и сил трения между графитовыми блоками.

Был предложен критерий безопасного перемещения элементов кладки при внешнем разрушении бандажей, согласно которому считается недопустимым изменение формы графитовой кладки, приводящее к образованию пластического шарнира на технологических каналах с последующим их смятием. На основе разработанной расчетной методики был дан прогноз деформации кладок реакторов типа АВ и обоснована их работоспособность.

Расчеты показали, что выделяемая графитовыми блоками и каналами энергия при разрушении в первую очередь центрального бандажа, имеющего наибольшее удлинение, может привести в процессе деформации кладки к последовательному разрушению одного за другим близлежащих к нему бандажей. При этом графитовые кладки реакторов типа АВ способны самостоятельно без принятия дополнительных мер по их укреплению поглотить выделяемую графитовыми блоками и каналами энер-



Р и с. 8. Вклад силового воздействия технологических каналов — осевого сжимающего усилия F в деформацию кладок реакторов типа АВ на границе активной зоны с отражателем

гию с соблюдением критерия безопасного перемещения элементов кладки, т.е. работоспособность активной зоны реактора при разрушении бандажей не будет нарушена. Дальнейшая эксплуатация реакторов с разрушенными бандажами потребует уже принятия дополнительных мер по укреплению кладок для предотвращения их прогрессирующего искривления под действием термомеханических нагрузок.

Бандажи, опоясывающие кладки промышленных уран-графитовых реакторов, расположены в недоступных для проведения осмотра местах. Тем не менее путем измерения наведенной γ -активности в 1987 г. был экспериментально зафиксирован факт разрушения в период работы на мощности одного центрального бандажа реактора АВ-3 [6]. При этом кладка не потеряла свою работоспособность и проработала еще 3 года до его полного останова. На основании исследований деформации кладки было отмечено увеличение скорости прироста стрелы прогиба колонн в направлении разрушенных стяжек бандажа. После анализа результатов измерений было высказано предположение о разрушении еще двух бандажей, близлежащих к центральному разрушившемуся бандажу. На основе расчетов баланса сил в кладке и установленного факта разрушения бандажей во время капитального ремонта 1988 г. в реактор АВ-3 было установлено 180 натяжных устройств, суммарное осевое усилие натяжения которых составило 1500 кН.

Таким образом, прогнозы о безопасности последствий разрушения бандажей и сохранения кладками реакторов типа АВ своей работоспособности нашли экспериментальное подтверждение на действующем реакторе.

Расчетно-экспериментальные исследования формоизменения кладок легли в основу обоснования и обеспечения их безопасности при эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов, проработавших около 40 лет до их останова. Реактор А был остановлен и выведен из эксплуатации 16 июня 1988 г., АВ-1 — 12 августа 1989 г., АВ-2 — 14 июля 1990 г., АВ-3 — 1 ноября 1990 г. Обследования реакторов, выполненные незадолго до их останова, показали, что графитовая кладка, основные металлоконструкции, системы управления, защиты и контроля реакторов находятся в работоспособном состоянии [2].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Швеченко В.И. Первый реакторный завод (страницы истории). Озерск, 1998.
2. Бурдаков Н.С. Некоторые страницы из истории развития технологии промышленных уран-графитовых реакторов. Озерск, 1996.
3. Гончаров В.В., Бурдаков Н.С., Виргильев Ю.С. и др. Действие облучения на графит ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1978.
4. Клименков В.И. Поведение графита в кладках ядерных реакторов. — Атомная энергия, 1961, т. 10, вып. 5, с. 447—460.
5. Березюк А.И., Дубровин И.Ю., Клестов Р.А. и др. Ячейка уран-графитового реактора для контроля искривления графитовой кладки. Авт. свид. СССР № 245507, 1986.
6. Мокров Ю.Г., Смирнов О.Б., Цвелев М.П. Способ определения местоположения бандажей, стягивающих кладку уран-графитового реактора. Авт. свид. СССР № 286091, 1988.

Поступила в Редакцию 11.02.02

УДК 621.039.532.2

СОСТАВ И СОДЕРЖАНИЕ ПРИМЕСЕЙ В ГРАФИТЕ ПРОМЫШЛЕННЫХ РЕАКТОРОВ

Бушуев А.В., Зубарев В.Н., Прошин И.М. (МИФИ)

Одна из главных причин радиоактивного загрязнения реакторного графита — активация примесей, количество которых зависит от происхождения сырья и технологии изготовления графитовых изделий. Несмотря на малую концентрацию (суммарная массовая доля не превышает $10^{-2}\%$), в результате длительного нейтронного облучения — 30 лет для графитовых блоков кладки — возникают высокие уровни наведенной