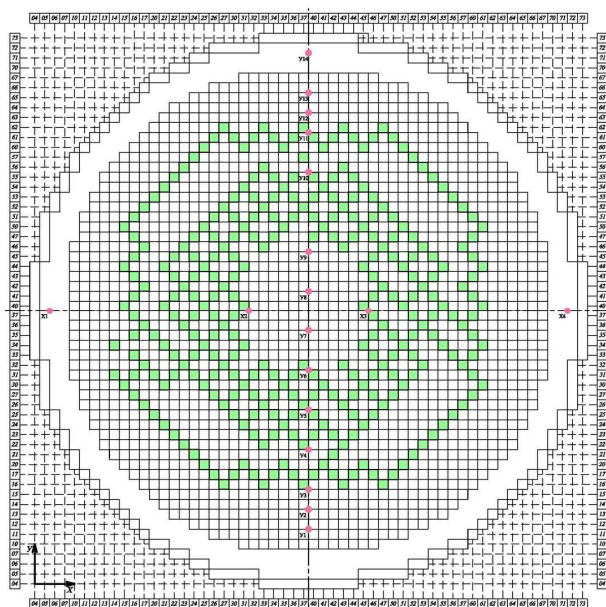




Р и с. 4. Картограмма реактора 2-го энергоблока Курской АЭС после восстановления ресурсных характеристик графитовой кладки в феврале 2014 г. с указанием ячеек с разрезанными графитовыми блоками (■) и температурных каналов графита (●)

3200 МВт и номинальном содержании гелия 90% по объему в газовой смеси, продуваемой через реакторное пространство, максимальная температура графита кладки в активной зоне различается незначительно и составляет 665—

690 и 660—670 °С в реакторе 1-го энергоблока Ленинградской АЭС (в эксплуатации с 1973 г.) и 2-го Курской АЭС (в эксплуатации с 1979 г.) соответственно.

По результатам пусковых операций и освоения номинальной мощности после восстановления ресурсных характеристик графитовой кладки РБМК-1000 1-го энергоблока Ленинградской и 2-го Курской АЭС можно сделать следующее заключение:

восстановление ресурсных характеристик путем продольной резки блоков (~300 графитовых колонн) для снижения стрелы прогиба каналов реактора не оказало заметного влияния на термическое состояние кладки;

после восстановления ресурсных характеристик на номинальной мощности обеспечивается достаточный запас максимальной температуры графита до эксплуатационного предела, составляющего 730 °С;

теплогидравлический режим технологических каналов реактора устойчив, процедуры поддержания заданного режима реактора и КМПЦ при длительной работе на мощности вплоть до номинальной выполняются в штатном режиме без отклонений от регламента и не требуют дополнительных мероприятий.

Таблица 5. Максимальная измеряемая температура графита реактора 2-го энергоблока Курской АЭС на номинальной мощности и при содержании гелия 90% по объему до и после восстановления ресурсных характеристик, °С

Температурный канал		До восстановления в 2013 г.			После восстановления в 2014 г.		
Обозначение	Ячейка	1 января	31 января	28 февраля	21 марта	23 марта	19 июня
ГХ-2	37—31	669	648	663	648	659	669
ГХ-3	37—45	611	598	644	642	648	646
ГУ-1	11—37	—	—	—	497	508	506
ГУ-2	13—37	—	—	—	527	532	527
ГУ-3	15—37	616	626	616	654	657	653
ГУ-4	21—37	618	614	603	609	609	605
ГУ-5	25—37	—	—	—	657	661	654
ГУ-6	31—37	659	633	663	616	644	659
ГУ-7	35—37	—	—	—	644	633	635
ГУ-8	41—37	—	—	—	652	644	646
ГУ-9	45—37	603	611	609	588	588	583
ГУ-10	55—37	583	637	614	596	609	601
ГУ-11	61—37	484	519	506	568	568	566
ГУ-12	63—37	—	—	—	573	568	570
ГУ-13	65—37	—	—	—	525	521	521
$T_{\max}$ графита		669	648	663	657	661	669

УДК 621.039.531

РАБОТОСПОСОБНОСТЬ ГРАФИТА НА ЗАВЕРШАЮЩЕМ ЭТАПЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ РБМК

*Штромбах Я.И., [Платонов П.А.], Чугунов О.К., Кулешов Д.А., Маневский В.Н.,
Алексеев В.М., Смородкин Е.И. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)*

В настоящее время эксплуатируются 11 энергоблоков с реакторами типа РБМК-1000: по четыре на Ленинградской и Курской АЭС, три энергоблока на Смоленской АЭС. Головной энергоблок — 1-й энергоблок Ленинградской АЭС был введен в эксплуатацию в декабре 1973 г. и в настоящее время проработал 43 календарных года. Назначенный срок эксплуатации составлял 30 лет. К исчерпанию назначенного срока эксплуатации встал вопрос о возможности продления ресурса до 45 лет и, возможно, более. Для оценки работоспособности и возможности продления ресурса графитовой кладки РБМК на завершающем этапе эксплуатации была разработана методика оценки остаточного ресурса графитовой кладки РБМК-1000, в которой определены критерии ее работоспособности [1]. Также были определены периодичность и методы контроля указанных критериев, разработана программа исследований.

Настоящая работа посвящена исследованию графита кладки РБМК как конструкционного материала.

Критерии работоспособности графитовой кладки РБМК. Согласно методике [1] установлены предельно допустимые значения и методы измерения главных (критических) параметров работоспособности графитовой кладки. Состояние и остаточный срок ее эксплуатации определяются следующими критериями:

исчерпание технологического (газового) зазора между трубой технологического канала и графитовым блоком — отсутствие их силового взаимодействия;

деградация графита как конструкционного материала — сохранение прочностных свойств ($\sigma_{\text{в}}^{\text{сж}} \geq 4 \text{ МПа}$);

деградация конструкции кладки — сохранение работоспособности ее отдельных узлов;

изгиб графитовых колонн вследствие растрескивания блоков — предельная стрела прогиба технологических каналов и каналов СУЗ (в «холодном» состоянии) 100—110 мм;

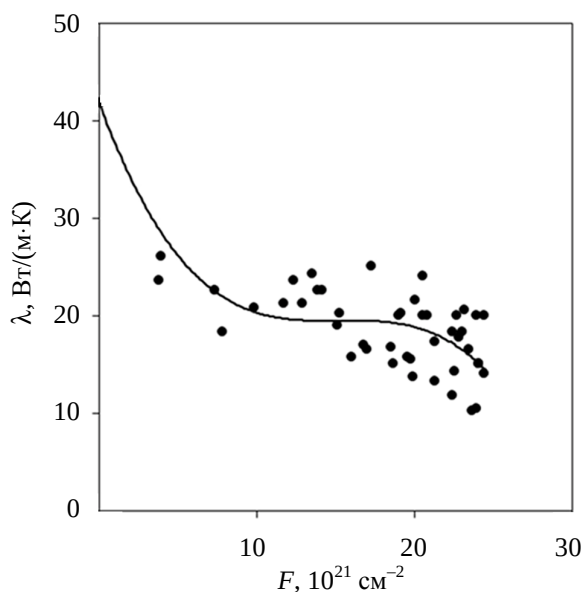
вертикальная усадка колонн — работоспособность узла телескопического соединения, зацепление не менее 30 мм.

Начиная примерно с середины назначенного срока эксплуатации, проводится поэтапная 100%-ная замена технологических каналов. В связи с этим отверстие в каждой графитовой ячейке перед установкой в нее новой канальной трубы с графитовыми кольцами калибруется до номинального диаметра. Таким образом, газовый зазор восстанавливается до исходного.

В НИЦ «Курчатовский институт» сформулирован критерий деградации графита — критический флюенс нейтронов $F_{\text{кр}}$ — накопленная доза нейтронного облучения $E_{\text{н}} \geq 0,18 \text{ МэВ}$, при которой объем облучаемого образца графита возвращается к исходному (до облучения). При дальнейшем облучении в результате межкристаллитного растрескивания происходит вторичное распухание, вследствие чего деградируют основные свойства графита: уменьшаются плотность, прочность, теплопроводность, модуль упругости, увеличивается удельное электросопротивление [2—8].

Строго говоря, критический флюенс нейтронов не означает достижения предельного состояния графита. При критическом флюенсе нейтронов прочность на сжатие снижается до близкой к исходной, однако, как показал опыт эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов, несущая способность графитовых блоков сохраняется и при существенно более низкой прочности. Самая низкая зафиксированная прочность на сжатие графита реактора, проработавшего 47 лет, составляла около 5 МПа, при этом кладка сохраняла работоспособность. Однако достижение $F_{\text{кр}}$ — это сигнал, требующий при дальнейшей эксплуатации тщательного наблюдения за состоянием графита для прогнозирования его свойств [7].

Методика оценки остаточного ресурса графитовой кладки на завершающем этапе эксплуатации состоит в получении кинетических зависимостей изменения параметров, отражающих состояние графита кладки при эксплуатации реактора, от энерговыработки в ячейке (флюенса повреждающих нейтронов) на основании обследования кладки, экспериментальных исследований образцов графита и модельных расчетов. Анализ дает возможность определить флюенс нейтронов, при котором будет достигнуто пре-



Р и с. 1. Изменение теплопроводности графита кернов 1-го энергоблока Ленинградской АЭС при нейтронном облучении

дельное состояние графита, и таким образом оценить остаточный ресурс.

В процессе дальнейших исследований прогноз может корректироваться и уточняться вследствие влияния роста температуры графита после начала вторичного распухания на заключительном этапе эксплуатации. Температура повышается как за счет снижения теплопроводности графита при облучении, так и вследствие увеличения газового зазора при вторичном распухании и растрескивании графитовых блоков (рис. 1). При этом изменение линейных размеров в области флюенса нейтронов вблизи $F_{кр}$ слабо зависит от температуры облучения, но повышение температуры кладки может сильно

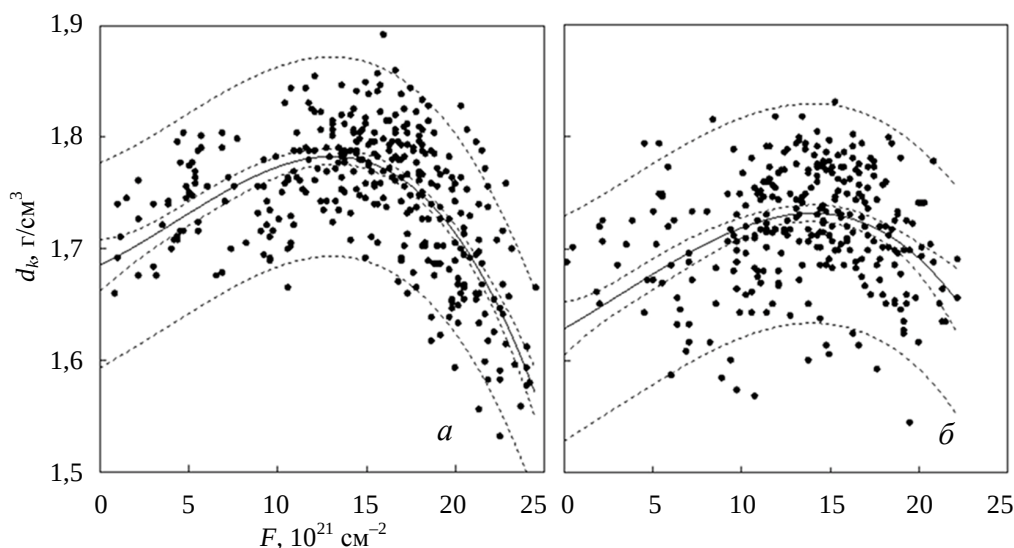
повлиять на состояние графита за счет сдвига максимума усадки в область более низкого флюенса нейтронов.

Необходимо отметить, что снижение температуры графита может дать положительный эффект только до наступления стадии вторичного распухания. При снижении температуры на завершающем этапе эксплуатации эффект будет незначительным, поэтому снижение мощности окажет влияние только за счет уменьшения скорости набора флюенса нейтронов [9].

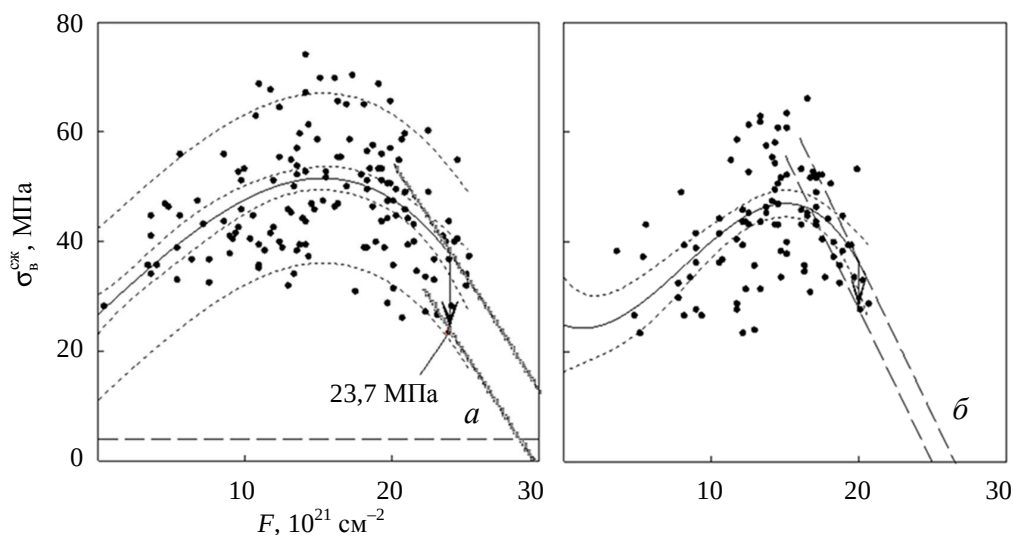
Для обоснования работоспособности кладки на продленном сроке службы исследованы образцы графита (керны), проведены расчеты блоков на трещиностойкость, разработана модель старения всей кладки на основе опыта эксплуатации уран-графитовых реакторов, утверждены новые критерии работоспособности [10, 11]. На базе этих исследований получены следующие результаты.

Результаты исследований кернов графита. Результаты исследований плотности и прочности графита кернов в зависимости от флюенса быстрых нейтронов представлены на примере 1-го энергоблока Ленинградской и 1-го энергоблока Курской АЭС (рис. 2, 3).

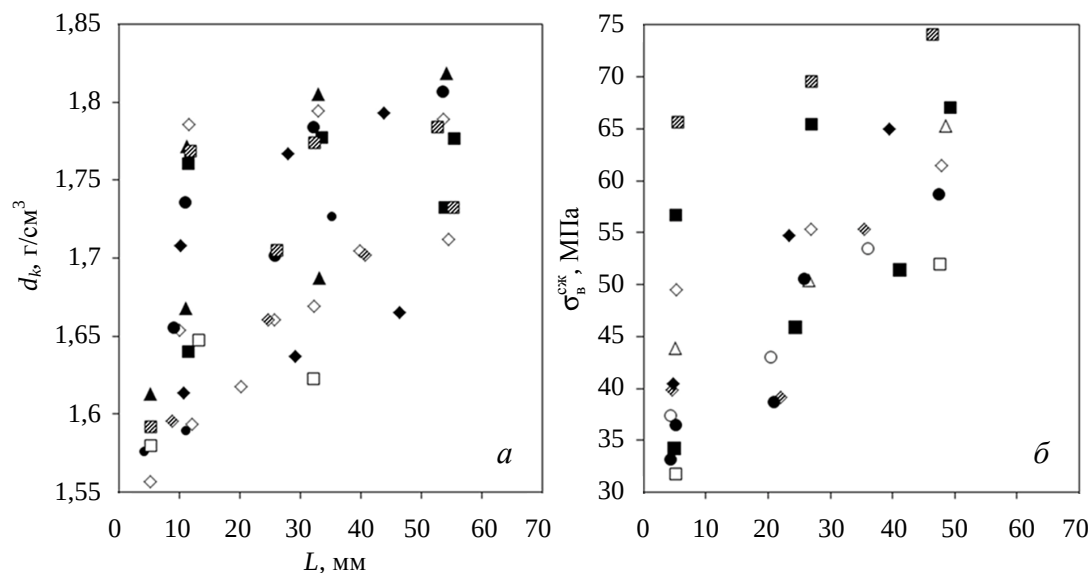
Для исследования распределения свойств по толщине стенки графитового блока отобранные из графитовых кладок керны длиной более 40 мм разрезали на несколько частей, для каждой части определяли объемную плотность и прочность (рис. 4). Кроме того, было уточнено снижение прочности графита по сечению стенки графитового блока за счет разной скорости набора флюенса нейтронов (см. таблицу).



Р и с. 2. Изменение плотности графита кернов 1-го энергоблока Ленинградской (а) и Курской АЭС (б) при нейтронном облучении



Р и с. 3. Изменение прочности на сжатие графита кернов 1-го энергоблока Ленинградской (*а*) и Курской АЭС (*б*) при нейтронном облучении



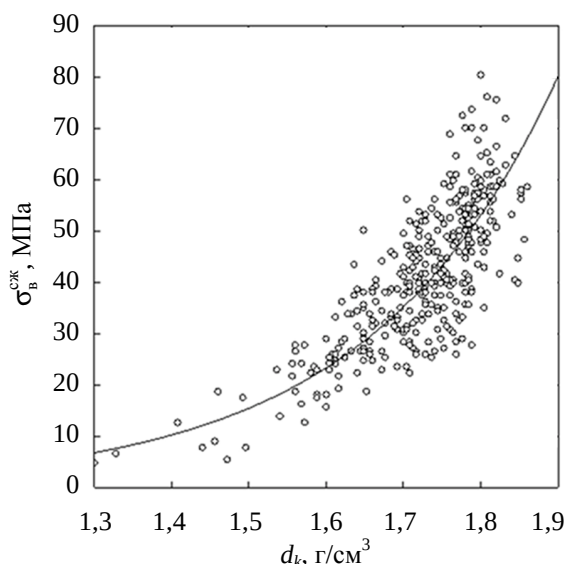
Р и с. 4. Плотность (*а*) и прочность на сжатие (*б*) графита кернов 1-го энергоблока Ленинградской АЭС в зависимости от расстояния от внутренней поверхности графитового блока (маркеры одного типа принадлежат кернам из одного графитового блока)

Прочность и прогноз ее уменьшения, МПа

Параметр	Ленинградская АЭС, энергоблок		Курская АЭС, 1-й энергоблок
	1-й	2-й	
Минимальная прочность при сжатии:			
внутренняя поверхность	24	17	28
середина блока	32	29	35
Уменьшение прочности за календарный год:			
внутренняя поверхность	3	3,1	3,9
середина блока	2—2,5	2,3	2,9
грань блока	2	2,1	2,7
Минимальная прочность через 5 лет (середина блока)	19	18	20

По результатам экспериментов была построена эмпирическая зависимость прочности на сжатие графита кернов от его плотности. Из анализа рис. 5 следует, что прочность нелинейно коррелирует с плотностью — с уменьшением плотности скорость уменьшения прочности снижается. Это создает небольшой резерв живучести графитовой кладки на последних этапах эксплуатации. Вероятно, этим можно объяснить сохранение работоспособности кладки последнего промышленного уран-графитового реактора, проработавшего 47 лет.

Таким образом, прогноз снижения прочности графита кладки реакторов первых энергоблоков Ленинградской и Курской АЭС, достигших критического флюенса нейтронов $F_{кр}$, показыва-



Р и с. 5. Эмпирическая зависимость прочности на сжатие графита от плотности

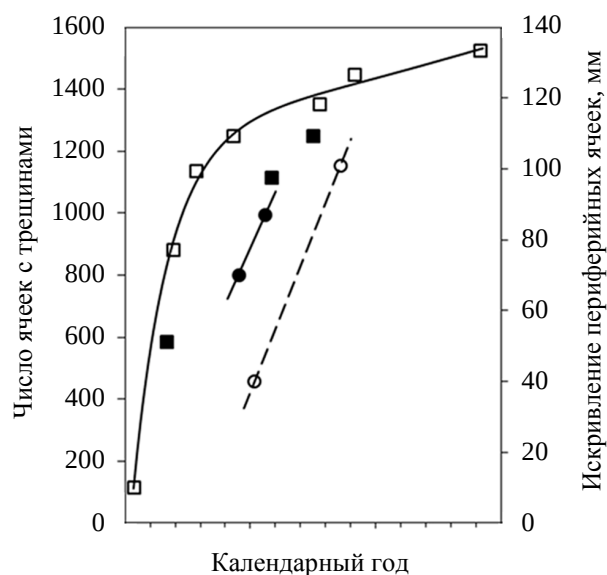
ет, что препятствий для их дальнейшей безопасной эксплуатации по данному критерию нет. Характер изменения свойств графита кладок остальных энергоблоков с РБМК подобен рассмотренному.

Растрескивание графитовых блоков и искривление графитовых колонн кладки. Исходя из того, что критический флюенс нейтронов и разупрочнение графита не являются по существу сдерживающими факторами для эксплуатации 1-го энергоблока Ленинградской АЭС в течение 15 лет сверх назначенного срока, рассмотрим другие критерии (механизмы). Таким критерием является, в частности, деградация (старение) кладки в целом, которую определяют целостность графитовых блоков и изгиб графитовых колонн [10, 11].

Радиационные напряжения в графитовых блоках постоянно генерируются по причине изменения градиентов формоизменения в зависимости от флюенса нейтронов. Разрушение графитовых блоков возможно под действием разных факторов, но в основном происходит при суммировании радиационных и возвратных термических напряжений, противоположных по знаку первоначальным. Эти напряжения значительны (достигают 2—4 МПа) и существенно влияют на начало растрескивания графитовых блоков [12]. В данном случае целостность графитовых блоков нарушается при образовании вертикальной трещины вблизи середины грани при превышении суммарными растягивающими напряжениями предела прочности графита [12, 13].

Само по себе растрескивание графитовых блоков не является критическим: промышленные уран-графитовые реакторы работали после образования продольных трещин более 10 лет. Но раскрытие трещин вызывает повышение температуры и за счет взаимодействия с соседними блоками искривление колонн. Наличие градиента нейтронного потока по сечению графитового блока с трещиной и характер изменения линейных размеров графита при облучении (усадка сменяется распуханием) приводят к тому, что продольная трещина начинает раскрываться, зазоры между блоками в соседних колоннах исчезают, и кладка начинает деформироваться, вызывая искривление каналов, увеличивающееся к периферии активной зоны. Критерием работоспособности, определяющим срок службы кладки в этом случае, является предельно допустимая стрела прогиба графитовых колонн, оцененная из условий безопасности (свободное перемещение стержней СУЗ, отсутствие контакта ТВС и стенки канала и др.).

Пример рассмотренного поведения для графитовой кладки 1-го энергоблока Ленинградской АЭС показан на рис. 6, где приведены результаты расчетного моделирования в 2006 г., а также данные измерений числа ячеек с продольными трещинами и максимальной стрелы прогиба периферийных ячеек активной зоны. При дальнейшей эксплуатации периодически измеряется стрела прогиба графитовых колонн, корректируются расчетные коды и новые прог-



Р и с. 6. Появление продольных трещин в графитовых блоках кладки и искривление графитовых колонн: — — — аппроксимация расчетных точек; □, ■ — расчетное и измеренное число ячеек с продольными трещинами; ○, ● — расчетное и измеренное максимальное искривление

нозные расчеты. Такая схема может быть названа контролируемым старением кладки реактора, если за процессом осуществляется контроль и критерии предельного состояния выбраны консервативно.

Заключение. Анализ показал, что препятствий для дальнейшей безопасной эксплуатации кладок с точки зрения прочности графита нет. Были получены прогнозные оценки общего ресурса графитовых кладок по прочностному критерию. Для энергоблоков первых очередей Ленинградской станции он составил 50—52 календарных года, для 1-го энергоблока Курской станции — около 48 календарных лет при работе реакторов на номинальной мощности. Прогноз будет уточняться по мере получения новых данных, но уже сейчас можно сказать, что по критерию прочности планируемое увеличение общего срока службы до 45 лет будет обеспечено.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Методика оценки остаточного ресурса графитовой кладки реактора РБМК-1000. РД ЭО 0362—2005.
2. Гончаров В.В., Бурдаков Н.С., Виргильев Ю.С. и др. Действие облучения на графит ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1978.
3. Платонов П.А., Штромбах Я.И., Карпунин В.И. и др. Действие излучения на графит высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов. — Атомно-водородная энергетика и технология, 1984, вып. 6, с. 22—26.
4. Нормы расчета на прочность типовых узлов и деталей из графита уран-графитовых реакторов канального типа. НГР-01—90.
5. Platonov P.A. et al. Radiation damage and life-time evaluation of RBMK graphite stack. — In: Specialists Meeting on Graphite Moderator Lifecycle Behaviour. Bath (United Kingdom), 24—27 Sept. 1995. IAEA-TECDOC-901. Vienna: IAEA, 1996, p. 79—90.
6. Shtrombakh Ya.I., Gurovich B.A., Platonov P.A., Alekseev V.M. Radiation damage of graphite and carbon-graphite materials. — J. Nucl. Mater., 1995, v. 225, p. 273—301.
7. Платонов П.А., Чугунов О.К., Новобратская И.Ф. и др. Механизм старения графита под облучением. Критический флюенс нейтронного облучения. — Прикладная физика и математика, 2014, № 3, с. 8—16.
8. Платонов П.А., Кулешов Д.А., Новобратская И.Ф., Дудинов В.Ф. Радиационная деградация графита реакторов типа РБМК. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2016, вып. 5, с. 105—117.
9. Кулешов Д.А., Новобратская И.Ф., Платонов П.А., Чугунов О.К. Влияние степени совершенства реакторного графита на эксплуатационные свойства. — Атомная энергия, 2015, т. 118, № 1, с. 19—23.
10. Платонов П.А., Чугунов О.К., Новобратская И.Ф. и др. Критерии деградации графита кладок реакторов РБМК. История исследований. — История науки и техники, 2013, № 8, с. 94—105.
11. Штромбах Я.И., Чугунов О.К. Исследование свойств графита, оценка технического состояния и прогнозирование остаточного ресурса конструктивных элементов РУ РБМК, выполненных из графита. — В сб.: МНТК-2012 «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». М., Концерн «Росэнергоатом», 2012, с. 93—101.
12. Manevski V.N. et al. The calculations of the stress-strain state of graphite bricks of the uranium-graphite reactors and the prognosis of the destruction of the graphite stack RBMK-reactors. — In: Structural Mechanics in Reactor Technology: Transactions of the 12th Intern. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology. Germany, 15—20 August 1993, v. F. Pressure Components, Design Technologies and Research for Regulatory Needs. Amsterdam: Elsevier, 1993, p. 121—127.
13. Программа РГБ.2. Программа расчета НДС и оценки времени до разрушения (появления продольных трещин) элементов активных зон уран-графитовых реакторов — графитовых блоков кладок, изготовленных на основе графитов ГР-280 и ГР-220, в условиях терморadiационного нагружения активных зон ядерных реакторов. Регистрационный номер паспорта программного средства № 245 от 18.12.2008.

УДК 621.039.531

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ФОРМОИЗМЕНЕНИЯ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ РБМК-1000

Тутнов А.А., Киселев А.С., Киселев А.С., Крутько Е.С.
(НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)

Для моделирования формоизменения кладки РБМК-1000 при эксплуатации до останова реакторного блока на ремонт и в послеремонтный период необходимо создание моделей и развитие расчетных кодов для прогнозирования гарантированного времени работы до достижения критического прогиба колонн. Основной

механизм накопления прогибов обусловлен тем, что при увеличении накопленного флюенса нейтронов графит переходит от стадии усадки к набуханию, что приводит к появлению продольных трещин вследствие неравномерности распределения температуры и флюенса по объему кладки в целом и локальной неравномер-