

*Раздел второй*  
**МАТЕРИАЛЫ РЕАКТОРОВ НА ТЕПЛОВЫХ  
И БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ**

УДК 620.19:621039.52

**УГЛЕРОД-ГРАФИТОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ  
(ОБЗОР)**

*В.Н. Воеводин, Ю.А. Грибанов, В.А. Гурин, И.В. Гурин, В.В. Гуйда*  
*Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»,  
Харьков, Украина*

*E-mail: igor@kipt.kharkov.ua; тел./факс +38(057)335-39-83*

Освещаются вопросы, связанные с использованием углеграфитовых материалов в качестве замедлителей и отражателей нейтронов в более 100 энергетических ядерных реакторах. Рассмотрены различные типы кладок ядерных реакторов. Проанализированы физические и механические свойства углеграфитовых материалов и изменения радиационной размерной стабильности и стойкости графита в результате взаимодействия его с нейтронным потоком.

**ВВЕДЕНИЕ**

Непрерывный рост производства и потребления энергии предъявляет высокие требования к разработкам новых и усовершенствованию старых методов получения электроэнергии. Кроме этого, наступает период дефицита углеводородного топлива. Тепловые электростанции и теплоэлектроцентрали переходят с мазута и природного газа на уголь, что приводит к значительному загрязнению окружающей среды и удорожанию выработки электроэнергии.

Вследствие этого атомная энергетика приобретает значительное преимущество перед тепловыми электростанциями. Со второй половины 50-х годов XX столетия атомная энергетика развивается быстрыми темпами, и ее роль в общем энергетическом балансе промышленно развитых стран непрерывно возрастает.

В Украине предполагается, что до 2030 года производство электроэнергии, вырабатываемой на АЭС, должно увеличиться и достичь более 50% всей вырабатываемой электроэнергии.

В настоящий момент доля АЭС в национальном энергопроизводстве Украины составляет 47,1% [1]. Производство электроэнергии на АЭС за последние десятилетия стало экономически более выгодным, стоимость киловатт-часа составляет 0,4 евроцента [2], кроме этого значительно уменьшается выброс в атмосферу CO<sub>2</sub>.

**ПРИМЕНЕНИЕ УГЛЕРОД-ГРАФИТОВЫХ  
МАТЕРИАЛОВ В КОНСТРУКЦИЯХ  
АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРОВ**

Широкое использование графита в реакторах объясняется его доступностью, удовлетворительными замедляющими свойствами и малым сечением захвата нейтронов. Чистый графит имеет эффективное сечение захвата нейтронов ( $0,032 \cdot 10^{-24} \text{ см}^2$ ) [3]. Снижение энергии нейтронов, образующихся при делении ядерного горючего, происходит в результате упругого соударения между нейтронами и атомами замедлителя. Быстрый нейтрон при каждом соударении с атомами углерода

теряет 0,158 своей энергии. Поэтому для замедления быстрого нейтрона до скорости «теплого» достаточно ~ 110 столкновений с ядрами углерода [4].

В мировой практике наиболее распространены реакторы нескольких типов: канальные водографитовые с кипящей водой и с перегревом пара; корпусные водо-водяные с некипящей и кипящей водой; низкотемпературные газографитовые реакторы, в которых теплоносителем используется углекислый газ, и высокотемпературные газографитовые с теплоносителем гелием; реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем; бассейновые водо-водяные реакторы [5–7].

Все эти типы реакторов, кроме бассейновых, используются на АЭС, а водо-водяной реактор с некипящей водой, кроме этого, используется в судовых установках.

В обзоре мы остановимся только на конструкциях уран-графитовых реакторов, основной частью которых является многотонная графитовая кладка.

Несмотря на большое разнообразие конструкций кладок, есть ряд общих принципов. Кладку собирают в виде штабеля из графитовых деталей, подгоняя детали друг к другу для исключения значительных зазоров между ними. В то же время при конструировании кладки должна обеспечиваться необходимая подвижность ее деталей, во избежание разрушения конструкции вследствие термической и радиационной деформаций. Вся конструкция заключается в герметичный кожух, который в реакторах с повышенной температурой эксплуатации предохраняет графит от окисления.

Основными элементами кладки являются графитовые блоки, имеющие форму призмы с отверстиями. Выбор материала и конструкций графитовых блоков зависит от температурного режима графитовой кладки, типа теплоносителя и конструктивных особенностей труб технологических каналов, в которых размещаются твэлы.

В практике реакторостроения применяются два типа расположения отверстий в кладке для технологических каналов – горизонтальный и вертикальный.

В первых экспериментальных реакторах: Ф-1 (СССР) [7]; СР-1 (США) [8, 9]; ВЕРО (Великобритания) [8], а также в промышленных реакторах №1 и 2 в Уиндскейле (Великобритания); G-1, G-2, G-3 (Франция) [8]; NPR (США) [10], графитовые каналы для размещения твэлов располагались горизонтально.

Кладка первого реактора АЭС Ф-1 выложена из горизонтально расположенных графитовых блоков

размером 100x100x600 мм. Шаг решетки составляет 200 мм [7], масса кладки – 450 т.

В Брукхейвенском реакторе ВНЛ кладка имеет форму куба с ребром 7,6 м. Она сложена из различного типа блоков, основные размеры которых 102x102x1140 мм. Масса кладки 730 т [8, 9].

В реакторах типа G (Франция) кладка представляет собой горизонтально расположенную восьмигранную призму, собранную из вертикальных блоков [8, 11].

В табл. 1 приведены основные характеристики активной зоны зарубежных ядерных реакторов с графитовыми замедлителями [12].

Таблица 1

АЭС с графитовым замедлителем и углекислым газом в качестве теплоносителя

Страна	США		Франция					Италия	Япония	ФРГ
	Ханфорд	Биг-Боттом	Маркуль		Шинон			Латина	Токай-мура	Юлих
Наименование реактора	N(NPR,HPR)	HTGR-1	G-1	G-2, G-3	EDF-1	EDF-2	EDF-3	Latina (Simea)	Tokai-Mura	AVR
Год пуска	1966	1967	1956	1959, 1960	1963	1965	1966	1963	1965	1967
Мощн. реактора, МВт:										
тепловая	4000	115	38	2x200	300	800	1560	705	575	49
электрическая	790	40	2	2x35	70	200	480	200	154	15
Теплоноситель	H <sub>2</sub> O	He	CO <sub>2</sub>	CO <sub>2</sub>	CO <sub>2</sub>	CO <sub>2</sub>	CO <sub>2</sub>	CO <sub>2</sub>	CO <sub>2</sub>	He
Форма кладки	–	Цилиндрическая	Восьмигранная призма		Цилиндрическая			24-гранная призма	Цилиндрическая	Цилиндрическая
Расположение ячеек	Горизонтальное	Вертикальное	Горизонтальное		Вертикальное			Вертикальное		
Размеры кладки, мм: ширина (диаметр)	1000x1000	2800	8225	7850	8300	12200	14000	12700	11720	3000
Страна	США		Франция					Италия	Япония	ФРГ
Высота (длина), мм	11700	2300	8400	8450	9000	7200	9000	7870	6630	3000
Масса графита, т	1800	–	1200	1200	1050	1700	2530	2100	870	–
Число ячеек в кладке	1004	–	1337	1200	1148	2304	3264	2930	2052	–
Решетка, тип	призма	треугольник	квадрат	квадрат	квадрат	шестиугольник	шестиугольник	квадрат	треугольник	–
Шаг, мм	203, 228	90	200	296-центр 224	225	225	203	236	–	–
Размер граф. блоков, мм	–	927	200x200x1500	200x200x1500	–	–	–	–	–	–
Температура графита (макс.), °С	–	средняя	170	400	350	450	–	390	410	900

Как видно из табл. 1, большинство действующих уран-графитовых реакторов имеют вертикальное расположение технологических каналов. Такая конструкция облегчает процесс выгрузки твэлов. Кроме этого, в вертикальных кладках графит находится под действием собственной массы, поскольку многотонная урановая загрузка либо подвешена на верхних конструкциях реактора, либо опирается на нижние подреакторные опоры. Напряжения, создаваемые в нижних графитовых блоках массой всего столба графита, не превышают 2...4 кг/см<sup>2</sup>.

Тепловое расширение такой колонны в длину происходит свободно, без взаимодействия с соседними колоннами. Для теплового и радиационного расширений блоков в поперечном направлении между колоннами предусмотрен зазор [12].

## КОНСТРУКЦИЯ ГРАФИТОВЫХ КЛАДОК УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ

**Первая АЭС.** На первой АЭС [13] графитовая кладка реактора диаметром 3000 мм и высотой 4500 мм собрана из блоков двух типов. Активная зона диаметром 1500 мм и высотой 1700 мм набрана из вертикально стоящих шестигранных блоков высотой 600 мм и размером «под ключ» 173 мм с центральными отверстиями, в которых размещаются 128 топливных каналов и 22 канала СУЗ. Каналы образуют треугольную решетку с шагом 120 мм. Каждый из технологических каналов содержит твэлы в оболочке из нержавеющей стали с собранными на них графитовыми втулками. Отражатель собран из горизонтальных блоков, смонтированных на 24 вертикальных стояках, по которым циркулирует вода для охлаждения отражателя.

Температура графитовой кладки в центре реактора составляет 800 °С. Максимальная температура графита зависит от уровня мощности реактора. На рис. 1 представлена зависимость температуры графитовой кладки от мощности реактора [11]. Различие температуры в центре и на периферии активной зоны составляет ~ 17% [14].

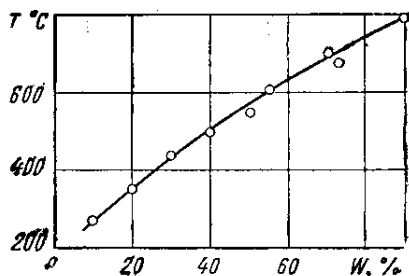


Рис. 1. Зависимость температуры графитовой кладки от мощности реактора первой АЭС

**Кладка Белоярской АЭС (БАЭС).** Графитовая кладка на 1-м и 2-м блоках БАЭС имеет форму цилиндра диаметром 9,6 м, высотой 9 м [15]. Общее число вертикальных отверстий – 1134, из них рабочих – 998, для стержней защиты и управления – 100. Рабочие каналы образуют квадратную решетку с шагом 200 мм.

Активная зона диаметром 7,2 м и высотой 7 м окружена графитовым отражателем толщиной 0,8 м. В верхней части кладки смонтированы дополнительный слой графита толщиной 1 м и слой чугуна толщиной 0,5 м, выполняющие роль верхней биологической защиты реактора. Рабочие каналы реактора спроектированы аналогично каналам первой АЭС. Наружный цилиндр графитовых втулок  $\varnothing 75$  мм. По трубам протекает вода или пароводяная смесь. Снаружи кладка заключена в герметичный кожух из углеродистой стали, который заполняется и постоянно подпитывается чистым азотом для предохранения графита от выгорания. Максимальная температура графитовой кладки 725 °С.

**Канальный водографитовый реактор с кипящей водой и прямой подачей насыщенного пара в турбину (РБМК-1000)** [6]. Графитовая кладка реактора заключена в кожух и опирается на сварные металлоконструкции, которые вместе с кожухом образуют герметичную полость, заполненную смесью гелия с азотом. Графитовая кладка имеет цилиндрическую форму и состоит из собранных в колонны отдельных блоков сечением 250x250 мм с осевыми цилиндрическими отверстиями. В этих отверстиях размещаются технологические каналы и каналы СУЗ. Для графитовой кладки используется графит ГР-280. На рис. 2 приведена схема канального реактора большой мощности (РБМК) [16].

Для обеспечения условий теплоотдачи, а также возможности компенсации сокращения диаметра отверстий в блоке, в результате радиационно-термической усадки графита и увеличения диаметра канальной трубы вследствие ползучести [17], между блоками и технологическими каналами располагают

разрезные графитовые кольца высотой 20 мм, являющиеся упругими теплопередающими элементами.

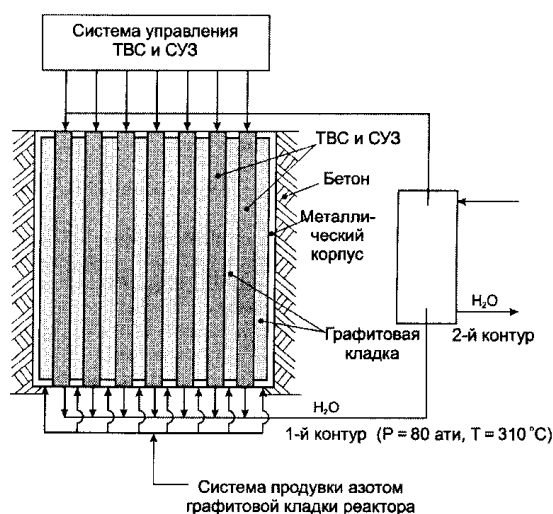


Рис. 2. Схема канального реактора большой мощности (РБМК)

Их размещают по высоте канала вплотную друг к другу таким образом, что одно из них плотно прилегало к стенке канала, а другое – к внутренней поверхности отверстия в графитовом блоке. На рис. 3 показана схема размещения графитовых колец в ячейке реактора РБМК. Такой тип реактора эксплуатировался на Чернобыльской АЭС.

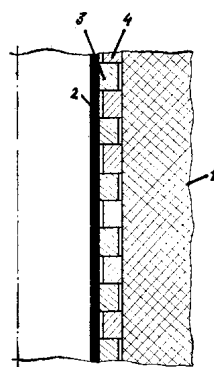


Рис. 3. Схема размещения графитовых колец в ячейке реактора РБМК: 1 – блок; 2 – циркониевая труба; 3, 4 – разрезные графитовые кольца

Радиальные зазоры, создаваемые графитовыми кольцами, дают свободу для радиационной усадки блока и увеличения диаметра трубы канала. Такого рода контактные кольца устанавливаются в зоне максимальных тепловых потоков.

**Корпусные низкотемпературные газографитовые реакторы** составляют основу атомной энергетики Англии и Франции. Активную зону таких реакторов собирают в стальном или железобетонном корпусе, устанавливаемом на опоры в бетонной шахте. Внутри корпуса имеется плита, на которой монтируется графитовая кладка, состоящая из вертикальных колонн с отверстиями по центру.

Каждую колонну набирают из отдельных блоков. Высота кладки составляет 8...10 м, диаметр – от 14 до 16 м. В отверстия кладки загружают ТВЭЛы. Загрузка и выгрузка ТВЭЛов проводятся через отверстия в крышке или в днище корпуса реактора с

помощью перегрузочной машины. Теплоносителем служит углекислый газ.

**Реактор ВТГР.** Высокотемпературный газографитовый реактор (ВТГР) является одним из перспективных реакторов IV поколения [18]. В корпусном ВТГР в качестве замедлителя, отражателя и основного конструкционного материала активной зоны используется графит. Теплоносителем в ВТГР является гелий, что позволяет достичь значительно более высоких температур и соответственно высокого КПД (40%) (рис. 4 [16]).

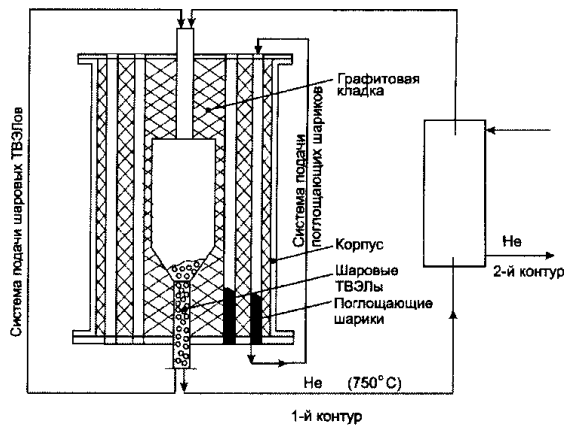


Рис. 4. Схема высокотемпературного газографитового реактора

Такие типы реакторов построены и находятся в опытной эксплуатации в ряде стран: «Драгон» в Великобритании, «Пич-Боттом» и «Форт-Сент-Врейн» в США, AVR и THTR-300 в Германии [18].

Разработка ВТГР в Западной Европе возобновилась в конце 90-х годов на основе международного сотрудничества по Рамочной программе Евroatом. В 2007 году в целях создания координационного партнерства по развитию технологии HTGR в Европе была организована технологическая сеть HTR-TN, составлен план продвижения работ по разработке нового поколения промышленного реактора HTGR. Работы базировались в основном на технологии HTGR, разработанной в 1970–1990 гг. Объединенный проект CAPHAEL направлен на проведение НИОКР в областях физики активной зоны, ядерного топлива, материалов, безопасности и объединения систем в единое целое. В проекте участвовало 34 партнера, бюджет проекта составлял 20 млн евро [19].

Специальное внимание уделялось техническим вопросам: поведению оболочек топлива при повышенных температурах, получению углеродных материалов, выбору термостойких и радиационно стойких металлических материалов для корпуса реактора.

В США разработка ВТГР ведется по трем проектам: GT-MHR, NGNP (Next Generation Nuclear Plant) – для энерготехнологических комплексов и VHTR – в рамках международной программы GIF (Generation IV International Forum) [19].

Проект NGNP разрабатывается в рамках национальной программы США по созданию АЭС нового поколения для производства электроэнергии, тепловой энергии и водорода. Этот проект финансирует министерство энергетики, руководителем его назначена Айдахская национальная лаборатория. Предполагается, что реактор должен работать при сверхвысоких температурах. Для успешного решения поставленных задач необходимо решить целый ряд проблем: разработать конструкционные материалы и топливо, которые способны обеспечить повышение температуры гелия на выходе из реактора с 850 до 1000 °С и выше; создать топливо, позволяющее работать с глубиной выгорания 150...200 (ГВт·сут)/т тяжелого металла (ТМ) и устойчивое до температуры 1800 °С; устранить значительный градиент температуры в активной зоне реактора, а также попадание горячих частиц в теплоноситель.

## ПРИМЕНЕНИЕ УГЛЕРОД-ГРАФИТОВЫХ МАТЕРИАЛОВ В КОНСТРУКЦИЯХ ТВЭЛОВ

ТВЭлы представляют собой устройство, предназначенное для размещения в активной зоне в определенном порядке ядерного топлива, генерации производимой в активной зоне тепловой энергии и передачи ее теплоносителю. ТВЭлы состоят из топливного сердечника, оболочки, кольцевых и дистанционирующих деталей [6]. На рис. 5 показаны стержневые ТВЭлы с топливным сердечником из двуокиси урана.

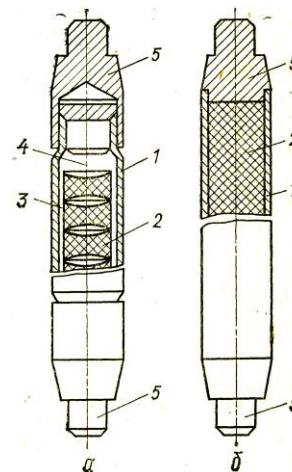


Рис. 5. Стержневые ТВЭлы с двуокисью урана контейнерного (а) и монолитного (б) типов:  
1 – оболочка; 2 – топливный сердечник;  
3 – газовый зазор; 4 – сборник газообразных продуктов деления; 5 – концевые детали

В топливном сердечнике осуществляется процесс деления ядер тяжелых элементов. В зависимости от структуры топлива ТВЭлы бывают с однородными (монолитными) и дисперсионными топливными сердечниками. Однородные топливные сердечники могут быть металлическими (уран, плутоний, торий и их сплавы) и керамическими

(окислы, нитриды, карбиды и другие соединения урана, тория, плутония).

Дисперсионные топливные сердечники состоят из частиц делящегося вещества, распределенных в непрерывной матрице из металлов, сплавов, керамических материалов, графита и других неделящихся материалов. Главным преимуществом дисперсионного топлива является его высокая радиационная стойкость при глубоком выгорании [6].

Существенный недостаток дисперсионного топлива – относительно малое удельное содержание делящегося материала в объеме сердечника. Этот недостаток может быть устранен путем повышенного обогащения топлива делящимися материалами.

В дисперсионных твэлах используются сердечники со сложной структурой, в которой каждая топливная частица заключена в защитную оболочку (металлическую, графитовую или керамическую). Защитные пленки повышают стойкость дисперсионных сердечников, локализуя осколки деления в небольшом объеме около топливных частиц. Кроме того, покрытия способствуют достижению равномерного распределения частиц в материале матрицы.

При получении покрытий на частицах топлива применяются различные методы их нанесения. В современных производствах, в большей степени, используют метод химического осаждения из газовой фазы.

В Англии патентная заявка на получение частиц ядерного горючего с углеродным покрытием была подана еще в 1959 году. Первыми промышленными фирмами, которые начали заниматься такими покрытиями, были «Minnesota mining and manufacturing» и «Newcamer material and equipment» [19].

В настоящее время не менее 20 фирм и лабораторий США и 14 предприятий в других странах интенсивно работают над получением ядерного горючего в виде микротвэлов (МТ) [19]. Для изготовления твэлов высокотемпературного реактора с газовым охлаждением в Пич-Боттоме используют частицы дикарбида урана и тория с углеродным покрытием, диспергированные в графитовой матрице. Твэлы этого реактора работают при температуре ниже 1500 °С. Такое горючее используется в реакторах «Dragon» и «BBC-Krugg» в Европе и реакторе «INTEREX» США [19].

Чаще всего углеродные покрытия получают химическим осаждением углерода из газовой фазы в кипящем слое. Исходными газами для осаждения углерода газозафазными методами являются: метан, ацетилен, пропан и природный газ. Процесс нанесения покрытия обычно проводят при температуре от 1400 °С и выше.

Один из наиболее перспективных твэлов на основе  $UO_2$  с углеродным покрытием изготовлен фирмой «Юнион карбид». Покрытие состоит из внутренней оболочки слоистого углерода толщиной 20 мкм и внешнего слоя столбчатого углерода

толщиной 80 мкм. Такие покрытия хорошо удерживают продукты деления при повышенных температурах и высоких степенях выгорания [20].

В ВТГР используются дисперсионные твэлы двух конструкций: блочные и шаровые.

В блочных конструкциях микротопливо распределено в брикетах цилиндрической формы, из которых набираются призматические твэлы, а перегрузка топлива осуществляется на остановленном реакторе (США, Япония и российско-американский проект GT-MGR).

Другой тип конструкции ядерного горючего, используемого в ВТГР, – шаровые твэлы.

В газоохлаждаемых реакторах ВГР-50 и ВГ-400 активная зона состоит из свободной засыпки шаровых уран-графитовых твэлов, в которых топливо содержится в виде МТ [21, 22]. Эффективность удержания продуктов деления в таких твэлах зависит от выбора параметров и технологии изготовления МТ.

В принятой конструкции МТ в качестве топлива используются микросферы из диоксида урана с плотностью 10 г/см<sup>3</sup> и более и коэффициентом несимметричности меньше 1,05.

Шаровые твэлы диаметром 60 мм содержат топливный сердечник, в котором в графитовой матрице диспергированы МТ. Содержание <sup>235</sup>U составляет: в твэлах для ВГР-50 – 0,5 г, в твэлах для ВГ-400 – 0,4 г. Объемное заполнение сердечников МТ находится в интервале 4...15%, в зависимости от требуемой загрузки урана и размеров сердечника [21–23].

Для изготовления шаровых твэлов МТ смешивали с матричной композицией на основе порошка реакторного графита и каменноугольного пека, после чего прессовали сердечник при давлении до 10 МПа. Затем по двусторонней схеме на сердечник при давлении 30 МПа напрессовывали безтопливную оболочку из того же матричного материала и проводили термообработку при 1200...2000 °С.

Шаровой твэл, в котором топливо располагается в сферическом слое, дает снижение максимальной температуры в твэле при эксплуатации примерно на 150 °С. Вследствие низкого объемного заполнения сердечника МТ прочностные и теплофизические свойства твэла определяются свойствами матричного графита.

В ННЦ ХФТИ была разработана технология получения шаровых твэлов, в которой вместо прессования применяется операция формовки заготовки изделия с последующим уплотнением их пироуглеродом, осаждаемым из газовой фазы [24, 25] (рис. 6).

В технологии изготовления шаровых твэлов можно выделить три основных этапа [25, 26]:

- получение топливных микросфер;
- получение МТ;
- изготовление шаровых твэлов.

Топливные микросферы изготавливают согласно разработкам ННЦ ХФТИ путем механической сфероидизации топливных заготовок,

приготовленных на основе пластифицированных масс. Метод заключается в обкатывании цилиндрических заготовок до совершенных микросфер.

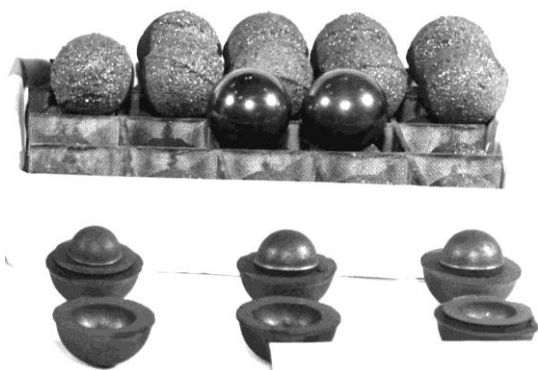


Рис. 6. Формирование внешней оболочки шарового твэла [23]

Термическая обработка полученных микросфер производится в два этапа. На первом этапе осуществляется вакуумный отжиг при температуре  $\sim 300\text{ }^{\circ}\text{C}$  для отгона пластификатора. На втором этапе – окончательное спекание топливных микросфер в вакууме или в среде инертного газа при  $1450\text{...}2000\text{ }^{\circ}\text{C}$ .

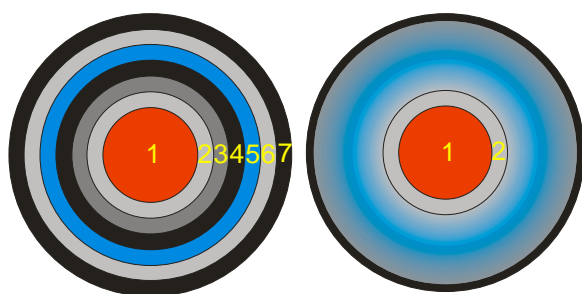


Рис. 7. Структура шаровых МТ:  
а – с многослойным покрытием,  
б – непрерывной конструкции;

- 1 – ядро, 500 мкм:  $\text{UO}_2$ ,  $\text{UO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ , UN, UCN,  $\text{ThO}_2$ ,  $(\text{UTh})\text{O}_2$  и др.;
- 2 –  $\text{PuC}$  буферный,  $1,1\text{ г/см}^3$ , 28...50 мкм;
- 3 –  $\text{PuC}$  переходной,  $1,5\text{ г/см}^3$ , 14...50 мкм;
- 4 –  $\text{PuC}$  плотный,  $1,8\text{...}1,9\text{ г/см}^3$ , 60 мкм;
- 5 –  $\text{SiC}$ ,  $3,2\text{ г/см}^3$ , 80 мкм;
- 6 –  $\text{PuC}$  буферный,  $1,1\text{ г/см}^3$ , 3...10 мкм;
- 7 –  $\text{PuC}$  плотный,  $1,8\text{...}1,9\text{ г/см}^3$ , 35...100 мкм (а);  
комбинированные ( $\text{PuC}+\text{SiC}$ ) покрытия (б)

В методике ННЦ ХФТИ вместо внутреннего и внешнего плотных пироуглеродных слоев ( $\text{PuC}$ ) используются комбинированные ( $\text{PuC}+\text{SiC}$ ) покрытия с плотностью  $\geq 2,4\text{ г/см}^3$  (рис. 7,б).

Такая замена позволяет снизить выход газообразных и твердых продуктов деления из МТ в 100 раз. Комбинированный защитный слой позволит уменьшить толщину буферного слоя почти в 2 раза.

Следует отметить, что существующие технологии изготовления шаровых твэлов за рубежом базируются на использовании процессов

прессования [21, 22, 27]. Приложение высоких давлений при прессовании заготовок может привести к разрушению защитных покрытий МТ, что сказывается на снижении удержания продуктов деления.

Разработанная технология изготовления твэлов методом связывания графитовых композиций пироуглеродом, осаждаемым из газовой фазы [24, 25, 28], устраняет указанные недостатки.

Технология изготовления шаровых твэлов с помощью метода объемного газофазного насыщения пироуглеродом пористых заготовок включает в себя следующие операции: приготовление графитового порошка требуемого гранулометрического состава; приготовление пресс-шихты для оболочек шаровых элементов; приготовление топливной массы для сердечников; формовку заготовок топливного сердечника; заготовку твэла; связывание заготовок твэла пироуглеродом; механическую обработку шаровых твэлов; термообработку и контроль изделия.

Основным исходным материалом для твэлов на пироуглеродной связке служит порошок графита, обладающий необходимой ядерной чистотой, и МТ с пироуглеродными и карбидо-кремниевыми покрытиями. Пресс-шихту для оболочек шаровых элементов приготавливают, смешивая графитовый порошок с пластификатором. После введения в пресс-шихту нужного количества МТ и последующего тщательного перемешивания смеси получают исходный материал для формирования сердечников твэлов.

Заготовки оболочек и сердечников шаровых элементов в сборе формируются в стальных пресс-формах. Операция формовки заготовок до сравнительно низкой плотности с последующим связыванием пироуглеродом до плотности  $1,75\text{...}1,90\text{ г/см}^3$ , а также связывание заготовок шаровых элементов пироуглеродом проводятся в специальной форме, которую размещают в установке пиролиза. Процесс пиролиза проводится в потоке природного газа при  $900\text{...}1100\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Длительность процесса пиролиза до плотности  $1,75\text{ г/см}^3$  составляет  $\sim 70$  ч. В качестве матричного графита для шаровых твэлов ННЦ ХФТИ использовал графит, связанный пироуглеродом (ГСП).

В табл. 2 приведены основные характеристики шаровых твэлов ГСП и ТНТН-300 [29].

Как видно из этой таблицы, основные характеристики твэлов из ГСП значительно превышают параметры твэлов, разработанных для реактора ТНТН-300.

В работах [30, 31] были исследованы основные характеристики ГСП. Принципиальным отличием ГСП от других видов графитов является то, что связующим в нем служит высокопрочный низкотемпературный пироуглерод. Для графитов типа ГСП характерна ярко выраженная ячеистая структура, отдельные элементы которой состоят из частиц порошка наполнителя с осевшими на их поверхности пироуглеродными пленками.

Основные характеристики шаровых твэлов ГСП и ТНТР-300 [29]

Характеристика	Твэлы ГСП	Твэлы ТНТР-300
Плотность графитовой матрицы, г/см <sup>3</sup>	1,75...1,95	1,72
Прочность графитовой матрицы, МПа: сжатие	100	44,7/45,7
изгиб	45	20,4/18,6
Динамический модуль упругости графита, МПа ×10 <sup>4</sup>	1,0	0,99/1,03
Теплопроводимость при 290 К, Вт/(м·К): без дополнительной термообработки;	50	–
с дополнительной термообработкой	70	67/37
КТЛР (290...1270 К), 10 <sup>-6</sup> К <sup>-1</sup>	5,0	3,59/3,92
Динамическая прочность (среднее число падений на кладку шаров с высоты 4 м без разрушения)	>3000	750
Абразивный износ, мг/(см <sup>2</sup> ·г)	1...3	3
Степень анизотропии	1,03...1,05	1,08...1,10

Примечание. Для твэлов ТНТР-300 значение в числителе – параллельно оси прессования, в знаменателе – перпендикулярно оси прессования.

В местах пересечения пироуглеродные осадки срастаются, образуя непрерывный многомерный пространственный каркас, обволакивающий все частицы порошка наполнителя.

Измельчая ГСП и подвергая полученный порошок повторному газофазному уплотнению, можно непрерывно повышать в нем содержание пироуглеродного компонента. Прочность на сжатие ГСП возрастает от 120 до 350 МПа при увеличении содержания в нем пироуглерода от 30 до 90 мас. %.

Отжиг образцов при 1600 °С в течение 8 ч не приводит к каким-либо видимым изменениям структуры.

В работе [30] приведены исследования прочностных и теплофизических характеристик ГСП. Было показано, что с повышением плотности ГСП наблюдается рост его прочности. Прочностные характеристики его также зависят от типа порошка-наполнителя, а еще в большей степени – от содержания пироуглерода.

В работах [32–36] приведены результаты исследования коррозионной стойкости и целостности оболочек микросферических топливных элементов (МТЭ) с покрытиями из карбида кремния и пироуглерода применительно к условиям работы легководных реакторов АЭС.

Основным преимуществом использования МТЭ, непосредственно омываемых легководным теплоносителем, в отличие от традиционного таблеточного топлива в оболочке из циркониевого сплава, является большая (более чем на 2 порядка) удельная поверхность теплообмена. Это обеспечивает малое время теплового запаздывания ( $\tau \sim 0,03$  с), быстрый нагрев и испарение теплоносителя в аварийных режимах, позволяющие компенсировать быстро вводимую реактивность [32]. При большой удельной поверхности почти отсутствуют ограничения, связанные с кризисом теплообмена, обеспечивается теплоотвод остаточного тепловыделения естественной циркуляцией теплоносителя.

В предварительно проработанных конструктивных схемах МТЭ располагаются в чехлах ТВС, изготовленных из нержавеющей стали

аустенитного класса. Таким образом, в активной зоне отсутствует цирконий, и поэтому резко снижается интенсивность образования взрывоопасного водорода (пароциркониевая реакция). Шарообразная форма МТЭ позволяет выполнять непрерывную (периодическую) перегрузку топлива без останова реактора.

Авторы [32] приводят обобщенные данные, полученные при исследовании коррозионной стойкости и целостности защитных покрытий из SiC и RuC, необлученных МТЭ.

Результаты получены при проведении ресурсных испытаний с параметрами теплоносителя, близкими к режимам нормальной эксплуатации легководных реакторов типа PWR, BWR и реакторов с перегревом пара, а также в условиях, имитирующих различные аварийные процессы [33–36].

В результате ресурсных испытаний, имитирующих номинальные режимы эксплуатации легководных реакторов, установлено, что защитные покрытия необлученных МТЭ из SiC и RuC обладают высокой коррозионной стойкостью в воде и паре высокого давления при 350 и 550 °С. Исследования подтвердили возможность длительной эксплуатации МТЭ с наружными защитными покрытиями из SiC и RuC в легководных реакторах при температуре теплоносителя до 600...650 °С соответственно. В работе было сделано заключение, что температура 1200 °С может считаться проектным пределом применения МТЭ для реакторов с легководным теплоносителем.

Уникальные свойства углерод-углеродных композиционных материалов позволили рекомендовать их для изготовления контейнеров для хранения радиоактивных отходов [37].

Одним из эффективных методов, используемых для переработки и кондиционирования горючих твердых радиоактивных отходов (ТРО), является их сжигание.

Процесс сжигания ТРО позволяет уменьшить их объем в 20–100, а массу в 10–20 раз. В результате сжигания ТРО образуется зола, которая содержит до 90% всех радиоактивных нуклидов. Основная

проблема состоит в летучести золы, что делает проблематичным ее длительное хранение. Для решения этой проблемы золу цементируют, остекловывают или вводят в стеклокерамическую матрицу [38].

Альтернативой приведенным методикам иммобилизации радиоактивных отходов (РАО) может быть методика иммобилизации ТРО в пироуглеродной матрице. Методика разработана и экспериментально подтверждена в ННЦ ХФТИ [39]. Предложенная методика позволяет объединить процесс связывания ТРО пироуглеродом с созданием наружного герметичного контейнера из углерод-углеродного композита.

Таким образом, суммируя вышесказанное, можно сделать вывод, что потребность в этих материалах постоянно увеличивается (исчисляется сотнями тысяч тонн), что привело к созданию в развитых странах совершенно нового промышленного производства – производства реакторного графита.

Производство графитов базируется на применении коксов различной микроструктуры в

качестве наполнителей и как связующих веществ – пеков.

Наполнителями для графита атомных реакторов могут служить коксы, полученные из нефти или конденсированных продуктов коксования углей.

Технология получения графита состоит в подготовке наполнителя (стадии прокаливании, измельчения и разделения на фракции), смешивания подготовленной шихты с пеком и прессования полученной массы в заготовки. Затем заготовки обжигаются, пропитываются камнеугольным пеком и после обжига графитируются. При этом графит стремятся получить чистым, без примесей различных элементов (особенно бора) [40]. В табл. 3 приведены свойства графитов разных производителей [41].

Рассмотренные материалы относятся к классу среднезернистых графитов с плотностью 1,7...1,8 г/см<sup>3</sup>. Указанная плотность для графитов, полученных экструзионным методом прессования, достигается применением одной или нескольких пропиток обожженных заготовок пеком.

Таблица 3

Физические свойства реакторных графитов различных производителей [41]

Марка	d, г/см <sup>3</sup>	σ, МПа			E, ГПа	λ, Вт/(м·К)	ρ, (м·К <sup>2</sup> ·Ом)/м	ТКЛР, 10 <sup>-6</sup> К <sup>-1</sup>
		σ <sub>p</sub>	σ <sub>и</sub>	σ <sub>c</sub>				
РБМК	1,68	7,6/6,0	19/14	34/33	6,5/5,0	103/89	10/13	3,8/4,2
ЭГП-6	1,69	–	11,7/5,5	28/25	11,2/5,2	80/75	5,9/10,4	3,7/4,9
РЗАН	1,68	14/9,2	–	42/38	11/7,5	–	–	2,9/3,9
РГА	1,74	10/6	15/11	32/35	12/5,6	140	6	1,3/3,3
ВПГ	1,84	16/8	35/20	60/58	12/9	160/115	8/10	5,0/5,4
АТР-2Е	1,8	12,5	23/9	57/57	9,3/8,4	179/163	–	4,4/4,9
Н-327	1,78	13/8	21/15	32/28	-/4,5	150/140	5,6/11	1,3/3,1
Н-451	1,76	16/14	28/116	56/54	9/8	135/125	–	3,6/4,6
IG-110	1,78	25	3,9	80	9,4/10	124/128	11,5/-	4,2/4,2
МНГ-1	1,73	16	24	55	7,9	120	11	4,8
МНГ-2	1,67	35	70	75	–	90	13	5,1
АРВу	1,69	14,5	26	61	6,8/7,8	51/61	16/16	5,3/4,1
ГР-1	1,73	15/15	30/25	70/84	8/10	86/90	15/14	5,2/5,4
АГ-1500	1,73	–	41	60	8/0	80/90	18/10,5	4,0/4,3
КПГ	1,8	14	30/27	64	9,0/11	140/140	9-12/13	6,8/6,8
МПГ	1,8	32	55	100	11	95/95	11,7/10,7	7,3/6,6
СПП	1,56	–	17	49	8,3	80	13,5	5,8
ЕР	1,60	–	20/8	28/25	7,5/17,5	50/170	25/55	5,5/1,2
ГСП-50	1,72	33	70	205	17	86	21	5,8
ГСП-90	1,79	–	95	352	21	90	32	5,5
РРЕА	1,85	22/19	34/28	82/-	12/11	140/130	9/10	5,0/5,3
SZWXX	1,83	90/16	24/21	64	11/10	165/146	7/9	4,6/5,1
DM332PU	1,81	34	43	91	12	117	11	4,6
CSF	1,68	–	17/14	52/46	11/5	255/132	4,5/7,7	1,8/3,8

Примечание. Числитель – показатели для направления вырезки образцов параллельного высоте блока, знаменатель – перпендикулярного. Для изотропных графитов – средние значения. Теплопроводность (λ) – для комнатной температуры. Температурный коэффициент линейного расширения (ТКЛР) – для интервала 250...500 °С; d – плотность; E – модуль упругости; ρ – удельное электросопротивление; σ<sub>c</sub> – предел прочности при сжатии; σ<sub>p</sub> – предел прочности при растяжении; σ<sub>и</sub> – предел прочности при изгибе.

Для колец твердого контакта РБМК, а также для внешнего отражателя и опорных колонн рекомендуется графит ВПГ [42], близкий по свойствам к двукратно уплотненным

пекапропитками высокоплотным зарубежным реакторным графитам [33]: немецкому АТР-2Е на основе пекового кокса; американскому Н-451 с нефтяным коксом-наполнителем; французскому



графиту фирмы UCAR. При этом ТКЛР (что существенно для радиационной стойкости) графита ВПГ превосходит АTR-2Е и Н-451.

Производимый в промышленных условиях графит марки АРВ уступает по своим свойствам японскому реакторному графиту JG-11 и JG-110 [43]. Но после связывания порошка этого графита низкотемпературным пирографитом (ГСП) заметно увеличился ТКЛР и в несколько раз повысилась прочность [24].

В 80-х годах в промышленных масштабах было реализовано производство мелкозернистых марок графита типа МПГ (МПГ-6, 7, 8). Графиты марок

МПГ, несмотря на высокую прочность, не могли быть применены в качестве элементов кладки в реакторах из-за недостаточной теплопроводности материала, а также в связи с ограниченными габаритными размерами заготовок.

В настоящий момент разработаны новые технологии получения графитов с широким диапазоном свойств, необходимых для новых конструкций реакторов [43].

Свойства новых марок графитов, полученные в промышленных условиях, приведены в табл. 4.

Таблица 4

Свойства новых марок графитов на основе композиционных наполнителей [43]

Марки графита на основе композиционного наполнителя	Свойства графита					
	d <sub>к</sub> , г/см <sup>3</sup>	σ, МПа		Е, ГПа	λ, Вт/(м·К)	ТКЛР, 10 <sup>-6</sup> К <sup>-1</sup>
		изгиб	сжатие			
ЧКГ-3 (Ø275x260 мм)	1,82	30,2	52,9	10,0	116	4,2
ЧКГ-4 (Ø205x260 мм)	1,83	26,4	58,6	11,3	137	4,1
ГРЧ (Ø125x1200 мм)	1,89	30,5	83,1	12,4	122	5,0
ГРЧ (430x570x1300 мм)	1,79	19,2	47,3	8,6	152	4,4
ГРЧ-Г (Ø260x230 мм)	1,89	23,7	65,1	11,0	164	4,2

## ВЛИЯНИЕ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА

Специфические свойства графита, такие как малое сечение поглощения нейтронов, хорошая замедляющая способность, высокие тепловые свойства и высокая прочность, обусловили его широкое применение в ядерной технике. Однако при облучении в ядерном реакторе свойства графита значительно изменяются вследствие смещения быстрыми нейтронами атомов углерода из узлов кристаллической решетки.

Радиационные изменения свойств графита усиливаются неоднородностью распределения энергии быстрых нейтронов и значительными температурными градиентами в пределах одного графитового блока. Эти постоянно действующие факторы вызывают размерные изменения графита по сечению блока и приводят к возникновению напряжений, которые могут быть причиной разрушения графитовой кладки в процессе эксплуатации реактора. Поэтому изучение закономерностей радиационного изменения свойств графита в широком диапазоне температур при флюенсах быстрых нейтронов 10<sup>22</sup> см<sup>-2</sup> и выше является актуальной задачей.

Основными характеристиками конструкционного графитового материала являются стабильность линейных размеров, прочность, ползучесть, модуль упругости, коэффициенты теплового расширения и теплопроводности, а также стойкость графита к окислению.

В результате облучения графита нейтронами теплопроводность λ резко падает [7, 44]. Было отмечено, что максимальная скорость падения λ наблюдается в начальный период облучения. В работе [45] приводятся данные, которые показывают, что при облучении реакторного

графита флюенсом 2·10<sup>21</sup> нейтр./см<sup>2</sup> при 300 °С теплопроводность в 10 раз ниже, чем у необлученного материала.

Изменения теплопроводности при облучении графита могут быть объяснены уменьшением величины среднего свободного пробега фотонов, связанного с рассеянием фотонов на дефектах облучения [45].

Для графитов, имеющих малый размер кристаллитов и, следовательно, малую теплопроводность в исходном состоянии, относительное изменение теплопроводности при облучении происходит из-за незначительного рассеяния фотонов на границах мелких кристаллитов и, в большой степени, из-за более легкой диффузии дефектов на поверхность кристаллита [45].

Теплоемкость облученного графита вследствие возникшей неупорядоченности его структуры увеличивается. Экспериментально установлено [3], что это увеличение стремится к постоянному значению при температуре ~ 300 К.

Часть смещенных атомов, возникших в результате низкотемпературного облучения графита, сохраняет избыток энергии по сравнению с равновесными атомами. Таким образом, в облученном графите возрастает его теплосодержание. Внутренняя энергия системы повышается. Скрытая или запасенная энергия при повышении температуры выше температуры облучения выделяется спонтанно. Запасенная энергия при уровне облучения ~ 10<sup>20</sup> нейтр./см<sup>2</sup> растет практически линейно [46].

С увеличением флюенса свыше 10<sup>21</sup> нейтр./см<sup>2</sup> наступает насыщение в накоплении запасенной энергии, а ее значение достигает 500...600 кал/г. Скорость накопления графитом запасенной энергии быстро снижается с ростом температуры облучения.

Так, уровень запасенной энергии графита, облученного при 750 °С, составляет лишь 9 кал/г [46]. При этом ее выделение происходит при температуре выше 1000 °С, что не представляет опасности для эксплуатации реактора. Величина запасенной энергии зависит от совершенства кристаллической структуры графита. Как было показано в работе [28], для трехмерноупорядоченного графита марки CSF величина запасенной энергии при облучении больше, чем для полимерного углерода с менее упорядоченной структурой.

Особенностью процесса выделения запасенной энергии является существование дискретных энергетических уровней, при достижении которых в облученных углеродных материалах происходит выделение энергии. Как отмечается в работе [47], для облученного при -193 °С графита установлены максимумы выделения энергии при температуре: -63; -53; 27...37; 107...137 и 167...177 °С. Такая дискретность указывает на наличие в облученном графите различного типа дефектов либо на последовательное превращение первоначально образовавшихся дефектов в более сложные, по мере роста температуры отжига.

Между температурой начала выделения запасенной энергии и температурой облучения существует линейная зависимость [48]. Облучение нейтронами при низких температурах приводит к значительному росту прочностных характеристик графитовых материалов [49]. По мере накопления поврежденный радиационное упрочнение стабилизируется, что объясняется равновесием между возникающими точечными дефектами и их разрушением. На облученных образцах графита марки ГМЗ и КПГ в широком интервале температур и флюенса были получены зависимости изменения предела прочности при сжатии [50, 51].

Как следует из работ, относительное изменение прочности быстро возрастает с увеличением флюенса до  $(2...5) \cdot 10^{20}$  нейтр./см<sup>2</sup>, после чего наступает стабилизация процесса упрочнения. Эффект радиационного упрочнения снижается с ростом температуры облучения.

Одним из важных свойств углеродного материала, особенно находящегося в эксплуатации в течение длительного времени, является его сопротивляемость ползучести при нагружении. Для графита, испытываемого без облучения при умеренных температурах (до 150 °С), ползучесть практически отсутствует, однако под воздействием облучения ползучесть в графите значительно увеличивается [52, 53].

Графит, как и уран, обладает ярко выраженной способностью к радиационному росту. Для него характерен значительный эффект ускорения ползучести при облучении в реакторе. Результаты измерения деформации ползучести при постоянной нагрузке и температуре показывают, что радиационная ползучесть графита характеризуется переходной и установившейся стадиями. Третья стадия соответствует ускоренной ползучести. Она

возникает после достижения некоторого «критического» напряжения.

Размерные изменения графитовых блоков при облучении являются одними из основных факторов, ограничивающих срок службы графитовой кладки. Это связано с тем, что при достижении определенного флюенса нейтронов происходит изменение линейных размеров блоков, величина и знак которых определяются флюенсом и плотностью нейтронного потока, температурой облучения, анизотропией графита, степенью его совершенства, уровнем напряжений, возникающих в графитовых заготовках при их термообработке и т. д.

Для массивных графитовых элементов кладки радиационно-термическое воздействие имеет ряд особенностей, что обусловлено пространственным распределением нейтронного потока и температуры как по кладке в целом, так и по отдельным блокам. Радиационные эффекты зависят от температуры, поэтому в центральной части кладки, где температура сравнительно высока, накопление радиационных нарушений значительно меньше, чем на периферии кладки, где температура графита ниже. По сечению ячейки изменения свойств графита также неодинаковы. Максимальные изменения наблюдаются в слоях, контактирующих с каналами с урановой загрузкой, где поток быстрых нейтронов выше, спектр жестче, а температура минимальная.

На периферии или около поглощающих стержней, где поток нейтронов несимметричный и неравномерный, радиационные повреждения в блоке будут также неравномерны и несимметричны. В результате этого в периферийных районах происходит радиационный рост графита, который приводит к расширению этих участков кладки. В центральной части реактора, где температура выше, протекает процесс сжатия графита [3, 54, 55]. Такое неравномерное по кладке формоизменение графита является причиной искривления каналов и всей конструкции в целом.

Наличие внутренних напряжений, связанных с неравномерным распуханием, способствовало изменению формы блоков и возникновению в них продольных трещин. Трещины образовывались в блоках, находившихся в зоне максимального распухания в периферийной части кладки [11].

За время эксплуатации реактора первой АЭС флюенс в центре активной зоны составил  $0,5 \cdot 10^{22}$  нейтр./см<sup>2</sup>. Вследствие этого произошли изменения продольных внутренних отверстий в блоках: в отражателе диаметр значительно увеличился, в то время как в активной зоне произошло его сужение, величина которого была максимальна в центре активной зоны [51].

В 1971 г. во время капитального ремонта реактор впервые был полностью разгружен и было проведено комплексное изучение состояния всей кладки. Были осмотрены все ячейки, измерены их диаметры, определены физические свойства графита, взятого из различных точек реактора.

Данные этого обследования позволили сделать вывод о возможности эксплуатации графитовых кладок в защитной атмосфере при температуре до 700 °С в течение 20 лет [56].

При обследовании кладки реакторов Белоярской АЭС производили измерения диаметров отверстий в графитовых блоках, при этом не было обнаружено заметных изменений. В ячейках, в которых вследствие повреждения твэлов вышли из строя каналы, зафиксированы трещины и сколы [56].

Полученные результаты по радиационному формоизменению реакторного графита марки ГР-200 в кладках промышленных реакторов позволили обосновать продление срока безопасной работы реактора до 45 лет [43, 57].

Результаты испытания образцов графита ГР-280 и ГРП-2 для реакторов РБМК при дальнейшей эксплуатации подтвердили гарантии, выданные при разработке графитов для этого реактора, и позволили обосновать продление срока их работы еще на 15 лет [58]. Применение графита ГР-1 обеспечит работу блоков кладки перспективного реактора МКОР-1500 с 50-летним ресурсом, способного заменить реакторы РБМК после окончания их эксплуатации [59].

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Широкое использование графита в реакторах объясняется его доступностью, удовлетворительными замедляющими свойствами и малым сечением захвата нейтронов. Чистый графит имеет эффективное сечение захвата нейтронов ( $0,032 \cdot 10^{-24}$  см<sup>2</sup>).

Сечение захвата нейтронов зависит от чистоты графита, поэтому удаление из графита таких примесей, как бор, ванадий, редкоземельные элементы и др., имеющих большое сечение захвата нейтронов, уменьшает сечение захвата.

Замедляющая способность графита объясняется его малым атомным весом. По величине относительного замедления графит во многом уступает тяжелой воде, но близок к бериллию и значительно превосходит по этому показателю обычную воду.

Большое значение имеет плотность графита для замедляющих его свойств. Чем выше плотность, тем больше его макроскопическая замедляющая способность. Обычно графитовые блоки для кладки атомных реакторов имеют плотность 1,65...1,75 г/см<sup>3</sup>. Увеличение плотности и степени чистоты графита позволит несколько уменьшить размеры реактора. В последнее время большое значение придается углеграфитовым материалам с пониженной газопроницаемостью, особенно при использовании их в высокотемпературных реакторах с газовым теплоносителем. Использование современных углерод-графитовых материалов с улучшенными свойствами позволит разработать наиболее современные и высокопроизводительные ядерные установки с увеличенным ресурсом эксплуатации.

## БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. Мироявая ядерная энергетика в 2011 г. // *Атомная техника за рубежом*. 2012, т. 7, с. 28-36.
2. И.Д. Соколов. Оценка стоимости производства электроэнергии на новых АЭС // *Атомная техника за рубежом*. 2011, т. 12, с. 12-24.
3. С.Е. Вяткин, А.Н. Деев, В.Г. Нагорный и др. // *Ядерный графит*. М.: «Атомиздат», 1967, с. 279.
4. А.Я. Крамеров. *Вопросы конструирования ядерных реакторов*. М.: «Атомиздат», 1971, с. 296-298.
5. А.Я. Крамеров. *Там же*. М.: «Атомиздат», 1971, с. 291-293.
6. В.С. Корсаков, В.Ф. Выговский, В.И. Михан. *Технология реакторостроения*. М.: «Атомиздат», 1977, с. 270.
7. *Сессия АН СССР по мирному использованию атомной энергии*. М.: Изд-во АН СССР, 1955.
8. *Материалы Международной конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1955 г.*: Доклад иностранной делегации – Энергетические реакторы. М.: «Госэнергоиздат», 1956.
9. *Second united nations international Conference on the peaceful uses of atomic energy*. U.N., 1958, N 4.
10. *Hanford's new production reactor, USAEC, Rep. HW-SA-1965 г.* General Electric Company, AUG. 9, 1960.
11. *Труды II Международной конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1958 г.*: Доклады Советских ученых – Ядерные реакторы и ядерная энергетика. М.: «Атомиздат», 1959.
12. *Directory of nuclear reactorsю Vienna JAEA*, 1962, v. 4, p. 325; v. 7, p. 327.
13. *Материалы Международной конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1955 г.*: Доклад Советской делегации – Ядерные реакторы и ядерная энергетика. М.: Изд-во АН СССР, 1956.
14. Г.Н. Ушаков. *Первая АЭС*. М.: «Госэнергоиздат», 1959.
15. Н.А. Доллежалъ, А.К. Красин, П.И. Амщенков. Уран-графитовые реакторы с перегревом пара высокого давления // *Атомная энергия*. 1958, т. 5, с. 223-243.
16. Ф.П. Санин, Е.А. Джур, А.Ф. Санин и др. // *Космос и технологии*. Днепропетровск: «АРТ-ПРЕСС», 2007, с. 456.
17. В.В. Гончаров, Н.С. Бурдаков, Ю.С. Виргильев и др. // *Действия облучения на графит ядерных реакторов*. М.: «Атомиздат», 1978, с. 99-158.
18. Л.Б. Преображенская. Концепция и проекты высокотемпературных реакторов // *Атомная техника за рубежом*. 2010, №12, с. 3-17.
19. В.Н. Гребенник, Н.Е. Кухаркин, Н.Н. Пономарев-Степной и др. // *Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы – инновационное направление развития атомной энергетики*. М.: «Энергоатомиздат», 2008, с. 212.

20. К. Пауэлла, Дж. Оксли, Дж. Блотчер // *Осаждение из газовой фазы*. М.: «Атомиздат», 1970, с. 471.
21. А.С. Черников, Н.Н. Пономарев-Степной, Ю.В. Конилов и др. Шаровые твэлы ВТГР и некоторые результаты их испытаний // *Атомно-водородная энергетика и технология*. М.: «Энергоатомиздат», 1986, в. 7, с. 185-193.
22. А.С. Черников, Е.В. Комелев, З.А. Шокина и др. *Атомно-водородная энергетика и технология*. М.: «Атомиздат», 1979, в. 2, с. 160-177.
23. А.С. Черников, В.С. Колосов, Л.Н. Пермяков и др. Конструкция и основные характеристики твэлов ВТГР // *Атомно-водородная энергетика и технология*. М.: «Энергоатомиздат», 1983, в. 5, с. 207-213.
24. В.А. Гурин, В.Ф. Зеленский, В.М. Евсеев и др. Разработка тепловыделяющих и поглощающих элементов монолитного типа на пироуглеродной связке для ВТГР // *Атомно-водородная энергетика и технология*. М.: «Энергоатомиздат», 1983, в. 5, с. 213-225.
25. В.Е. Иванов, В.Ф. Зеленский, В.А. Циканов и др. Дисперсионные тепловыделяющие и поглощающие элементы на основе графита на пироуглеродной связке для высокотемпературных газоохлаждающих реакторов // *Реакторное материаловедение (Труды конференции по реакторному материаловедению, Алушта, 29 мая – 1 июня 1978 г.)*. М.: ЦНИИАтоминформ, 1978, т. 6, с. 308-325.
26. A.I. Voloshuk, V.A. Gurin, N.P. Odeychuk, S.S. Chaika. Preparation of micro spherical fuel kernels for high-temperature gas-cooled reactors using mechanical spheroidization method // *Specialist's meeting on gas-cool reactor fuel development and spent fuel treatment (Moscow, 18–21 October, 1983)*. Moscow, UCCS, 1985, p. 133-137.
27. Д. Беденинг. *Газоохлаждаемые высокотемпературные реакторы*. М.: «Атомиздат», 1975, с. 224.
28. V.F. Zelenskiy, V.A. Gurin, S.S. Kerichenico, Y.P. Konotop. HTGR spherical fuel elements of the monolithic type bounded by pyrocarbon // *International Atomic Energy Agency JWGCR/8 Specialist's meeting on Gas-cooled reactor fuel Development and spent fuel treatment*. Moscow, October 18–21, 1985, p.106-112.
29. В.Ф. Зеленский, В.А. Гурин, Ю.Ф. Конотоп и др. Шаровые твэлы и пэлы ВТГР // *ВАНТ. Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»*. 1999, в. 4(76), с. 56-66.
30. В.Ф. Зеленский, В.А. Гурин, Ю.Ф. Конотоп, Н.П. Одейчук. Графит ГСП // *ВАНТ. Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»*. 1999, в. 4(76), с. 67-78.
31. В.А. Гурин, В.Ф. Зеленский. Газофазные методы получения углеродных и углерод-углеродных материалов // *ВАНТ. Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»*. 1999, в. 4(76), с. 13-31.
32. Г.А. Филиппов, В.П. Денискин, С.Д. Курбаков, Е.И. Гришанин, Л.И. Фальковский и др. Исследование коррозионной стойкости целостности оболочек микросферических топливных элементов с покрытиями из карбида кремния и пироуглерода применительно к условиям работы легководных реакторов АЭС при нормальных и аварийных режимах // *ВАНТ. Серия «Обеспечение безопасности АЭС»*. В. 25: «Реакторные установки с ВВЭР». Подольск: ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2009, с. 28-44.
33. А.О. Гольцев, Н.Е. Кухаркин, И.С. Мосевичкий и др. Концепция безопасного корпусного водо-водяного реактора с тепловыделяющими блоками на основе микротвэлов ВТГР // *Атомная энергия*. 1993, т. 75, в. 6, с. 418-423.
34. Г.А. Филиппов, Е.И. Гришанин, Б.И. Фонарев и др. Исследование коррозионной стойкости оболочек микротвэлов из карбида кремния и RuC применительно к условиям работы легководных реакторов АЭС // *Атомная энергия*. 2006, т. 101, в. 4.
35. Г.А. Филиппов, Л.Н. Фольковский, В.М. Трубачев и др. Экспериментальное исследование работоспособности защитных оболочек микротвэлов применительно к условиям тяжелых аварий легководных реакторов // *Атомная энергетика*. 2007, т. 103, в. 5.
36. Г.А. Филиппов, Г.В. Момот, В.М. Трубачев и др. Коррозионная стойкость микротвэлов в воздушной среде при контакте с элементами ТВС из аутентичной нержавеющей стали // *Атомная энергия*. 2008, т. 104, в. 3, с. 189-192.
37. Vyacheslav Gurin, Igor Gurin, Arnold Zadvorniy, et al. Craphite and carbon – carbon composites as matrices and gladdings of structures for confinement and storing of high-level radioactive wastes // *Materials and Coatings for Extreme Performances Second International Conference*. Katsiveli, Crimea, Ukraine, September 16–20, 2002, p. 34-35.
38. А.А. Ключников, Э.М. Падухны, Ю.М. Шигера, В.Ю. Шигера. *Радиоактивные отходы АЭС и методы обращения с ними*. Чернобыль: Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2005, 487 с.
39. И.В. Гурин, В.А. Гурин, С.Ю. Саенко, В.В. Гуйда, Е.В. Гурина. О возможности использования пироуглеродной матрицы для обратимой иммобилизации радиоактивных отходов // *ВАНТ. Серия «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»*. 2013, №5(87) с. 74-78.
40. В.С. Островский, Ю.С. Вергильев, В.И. Костиков и др. *Искусственный графит*. М.: «Металлургия», 1986, с. 272.
41. Ю.С. Вергильев. *Химия твердого топлива*. 2000, №2, с. 67-69.
42. Ю.С. Вергильев, О.Е. Мушин // *Труды НГТУ*. Нижний Новгород, 2003, т. 38, с. 308-312.
43. Ю.С. Вергильев, А.Н. Селезнев, А.А. Свиридов и др. Реакторный графит: разработка,

производство и свойства // *Российский химический журнал*. 2006, т. 1, с. 4-12.

44. *Материалы Международной конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1955 г.*: Доклады иностранных ученых – Металлургия ядерной энергетики и действия облучения на материалы. М.: Изд-во АН СССР, 1955.

45. П.А. Платонов, Е.И. Трофимчук, В.И. Карпухин. *Действие облучения на теплопроводность и электропроводность реакторного графита*: Препринт ИАЭ им. Курчатова. М., 1976.

46. *Труды II Международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1958 г.*: Избранные доклады иностранных ученых. М.: «Атомиздат», 1959, т. 6, 454 с.

47. *Radiation damage in reactor materials*. Vienna. IAEA, 1963, 581 p.

48. В.И. Клименков. Поведение графита в кладках ядерных реакторов // *Атомная энергия*. 1961, т. 10, с. 447.

49. В.К. Вудс и др. *Металлургия ядерной энергетики и действия облучения на материалы*. М.: «Металлургиздат», 1956, с. 593.

50. Ю.С. Вергильев. Радиационное изменение прочностных свойств конструкционного графита // *Атомная энергия*. 1974, т. 36, с. 479-490.

51. П.А. Платонов, Ю.С. Вергильев, В.И. Карпухин и др. Изменение прочностных характеристик

графита при нейтронном облучении // *Атомная энергия*. 1973, т. 35, с. 169.

52. R.E. Nightingalle, E.M. Woodruff // *Nucl. Sci. and Engg.* 1964, 19, 390 p.

53. G.M. Jenkins // *J. Appl. Phys.* 1962, v. 13, 330 p.

54. G.M. Gehkins/ Analysis of the stress – strain relations hips in reaktor grade graphite // *J. Appl Phys.* 1962, v. 13, N 1, p. 30.

55. И.П. Колягина, Ю.С. Вергильев, В.Р. Золотухин и др. Высокотемпературные облучения конструкционного графита // *Атомная энергия*. 1974, т. 36, с. 22.

56. *Атомной энергетике XX лет*. М.: «Атомиздат», 1974.

57. А.В. Субботин, А.С. Покровский, Д.В. Харьков. Исследование реакционной ползучести реакторного графита // *Атомная энергия*. 2008, т. 105, в. 2, с. 83-87.

58. Д.В. Харьков. Размерные изменения графита марки ГР-280 при облучении в реакторе БОР-60 // *Сб. рефератов и статей: Новые технологии для энергетики промышленности и строительства*. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2005, в. 7, ч. 1, с. 189-196.

59. Ю.С. Вергильев. Ресурс графита в кладках реакторов // *Неорганические материалы*. 1994, т. 30, №10, с. 1-7.

*Статья поступила в редакцию 26.01.2015 г.*

## ВУГЛЕЦЬ-ГРАФІТОВІ МАТЕРІАЛИ В ЯДЕРНІЙ ЕНЕРГЕТИЦІ (ОГЛЯД)

*В.М. Восєвєдін, Ю.О. Грибанов, В.А. Гурін, І.В. Гурін, В.В. Гуйда*

Висвітлюються питання, пов'язані з використанням вуглеграфітових матеріалів в якості сповільнювачів і відбивачів нейтронів у більш ніж 100 енергетичних ядерних реакторах. Розглянуті різноманітні типи кладок ядерних реакторів. Проаналізовані фізичні і механічні властивості вуглеграфітових матеріалів та зміни радіаційної розмірної стабільності і стійкості графіту в результаті взаємодії його з нейтронним потоком.

## CARBON-GRAPHITE MATERIALS IN NUCLEAR-POWER ENGINEERING (REVIEW)

*V.N. Voyevodin, Yu.O. Gribanov, V.A. Gurin, I.V. Gurin, V.V. Gujda*

In the review the problems involving the use of carbon-graphite materials as moderators and neutron reflectors in more than 100 power nuclear reactors are considered. Different-type reactor stacks are discussed. The physical and mechanical properties of carbon-graphite materials, as well as, the changes in the graphite radiation dimensional stability and resistance as a result of graphite-neutron flux interaction were analyzed.