

СОЗДАНИЕ СТЕРЖНЕЙ АЗ РЕАКТОРА БН-600 НА ОСНОВЕ РЕФАБРИЦИРОВАННОГО КАРБИДА БОРА С РЕСУРСОМ 745 ЭФФ. СУТОК

В.Д. Рисованный*, А.В. Захаров*, Е.П. Клочков*, В.Ф. Соколов*,
А.Г. Осипенко*, В.В. Мальцев**, А.И. Карпенко**, Е.А. Козманов**,
А.М. Тучков**, Б.А. Васильев***, О.В. Мишин***,
Ю.К. Александров***

*ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

**Белоярская АЭС, г. Заречный

***ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Н. Новгород



На основе разработанной технологии рефабрикации обогащенного карбида бора из отработавших стержней аварийной защиты (АЗ) был создан замкнутый цикл, обеспечивающий его многократное использование в качестве сердечника поглощающих элементов. Создан специализированный участок изготовления органов СУЗ, который обеспечивает все необходимые требования к производству штатных стержней АЗ.

Ключевые слова: выгорание, карбид бора, ресурс, рефабрикат, стержень АЗ.

Key words: burnup, boron carbide, lifetime, refabricated absorber, safety rod.

ВВЕДЕНИЕ

В начале 90-х гг. прошлого столетия в НИИАР были инициированы работы по созданию замкнутого цикла использования обогащенного изотопом ^{10}B карбида бора, являющегося поглощающим материалом стержней АЗ реакторов на быстрых нейтронах. Поводами для разворачивания работ в этом направлении были отсутствие в России собственного производства борсодержащих материалов, обогащенных изотопом ^{10}B , неэффективное использование дорогостоящего поглощающего материала в стержнях АЗ, поиск путей переработки хранящихся в бассейнах выдержки большого количества отработавших стержней АЗ.

На первом этапе эти работы проводились в инициативном порядке для реактора БОР-60. В результате была создана и апробирована технология замкнутого цикла использования обогащенного карбида бора в стержнях АЗ реактора БОР-60. Она включает в себя извлечение стержней АЗ из бассейна выдержки, их разделку, радиохимическую переработку облученного карбида бора, получение очищенных от радионуклидов борсодержащих соединений (H_3BO_3 , B_2O_3), синтез порошка карбида бора, изготовление горячепрессованных блоков карбида бора и

© В.Д. Рисованный, А.В. Захаров, Е.П. Клочков, В.Ф. Соколов, А.Г. Осипенко, В.В. Мальцев, А.И. Карпенко, Е.А. Козманов, А.М. Тучков, Б.А. Васильев, О.В. Мишин, Ю.К. Александров, 2011

изготовление стержней АЗ на их основе, которые возвращаются на эксплуатацию в реактор.

В 2000–2003 гг. с участием БАЭС и ОКБМ полученный опыт был реализован на реакторе БН-600. Были разработаны, изготовлены и прошли эксплуатацию два опытных стержня АЗ на основе рефабрицированного карбида бора (первый стержень АЗ РНАТ.506325.007 эксплуатировался 428 эфф.сут, второй – РНАТ.506325.006 эксплуатировался 570 эфф. сут). Это стало основанием для разработки в 2006 г. штатных (с присвоением литеры О₁) стержней АЗ РНАТ.506325.012 на основе рефабрицированного карбида бора реактора БН-600 с назначенным ресурсом 560 эфф. сут.

В НИИАР были изготовлены и прошли эксплуатацию в реакторе БН600 четыре стержня АЗ с рефабрицированным карбидом бора. Их успешная эксплуатация в реакторе позволила БАЭС и ОКБМ совместно с НИИАР и ФЭИ в 2009 г. обосновать увеличение ресурса стержня АЗ РНАТ.506325.012 с рефабрицированным карбидом бора с 560 до 745 эфф. сут.

В данном докладе приведено краткое изложение основных этапов работы и полученных результатов.

КОНСТРУКЦИИ СТЕРЖНЕЙ АЗ РЕАКТОРА БН-600 И УСЛОВИЯ ИХ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Система управления и защиты реактора БН-600 включает в себя пять стержней АЗ с сердечниками из вкладышей горячепрессованного карбида бора с 80%-ным обогащением по изотопу ¹⁰B, а также один стержень АЗП, 19 КС и два РС с сердечниками на основе естественного карбида бора.

Стержни АЗ предназначены для обеспечения сброса мощности реактора БН600 и перевода его в подкритическое состояние при нарушении нормальной эксплуатации.

В реакторе БН-600 в 2003 г. началась эксплуатация стержней АЗ 2637.00.000 с назначенным ресурсом 560 эфф.сут, а до 2006 г. применялись также стержни АЗ 1663.00.000 с назначенным ресурсом 500 эфф.сут. Конструкция стержней АЗ приведена на рис. 1.

В конструкцию стержня АЗ 1663.00.000 входят головка, верхнее удлинительное звено, верхнее поглощающее звено, нижнее поглощающее звено и нижнее удлинительное звено. Материалом конструктивных элементов стержня является сталь 08Х18Н10Т – чехловая труба и 12Х18Н10Т – головка, детали шарнира и хвостовик. Оболочки пэлов изготавливаются из стали 0Х16Н15МЗБ (ЭИ-847). В качестве поглотителя нейтронов используются вкладыши горячепрессованного карбида бора с 80%-ным обогащением по изотопу ¹⁰B.

Конструкции стержня АЗ 2637.00.000 отличаются следующим:

- стержень имеет одно рабочее звено,

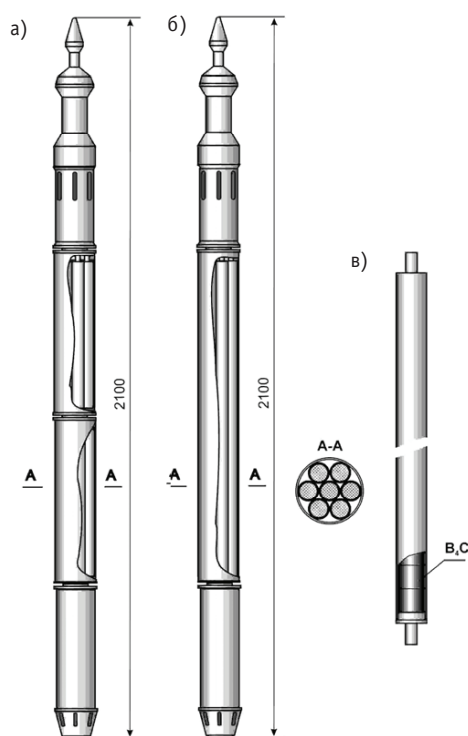


Рис.1. Конструкция штатного стержня АЗ 1663.00.000 (а), модернизированного штатного стержня АЗ 2637.00.000 (б) и их поглощающего элемента (в)

что позволило увеличить длину поглощающей части;

- в пэлах увеличены осевые и радиальные зазоры для компенсации распухания поглотителя;

- в качестве конструкционных материалов использовалась сталь ЭП450 Ш для чехловых труб, сталь 05Х12Н2М для деталей шарниров и хвостовиков и сталь ЧС68-ИД для оболочек пэлов.

В конструкции пэлов обеих стержней предусмотрен узел негерметичности, обеспечивающий заполнение натрием зазоров между столбом поглотителя и оболочкой и выход гелия – продукта (n, α)-реакции.

Стержни АЗ перемещаются в активной зоне ИМ, в каналах, образованных направляющей трубой и гильзой ОК-505 02-51СП.

В таблице 1 представлены основные технические характеристики конструкций использованных в реакторе БН-600 штатных стержней АЗ.

Таблица 1

Основные технические характеристики стержней АЗ реактора БН-600

Параметр	Конструкция стержня АЗ	
	1663.00.000	2637.00.000
Номинальная длина стержня, мм	2100	2100
Номинальная масса стержня, кг	25	21,5
Количество рабочих звеньев	Два	Одно
Номинальный размер чехловой трубы стержня, мм	Ø73×1	Ø73×1
Номинальный наружный диаметр стержня по шарнирам, мм	74	74
Количество пэлов, шт.	Верхнее звено – 7 Нижнее звено – 7	7
Номинальный размер оболочки пэла, мм	Ø23×0,7	Ø23×0,7
Номинальная масса поглощающего материала, кг	3,4	3,55
Обогащение по ^{10}B , % ат.	80	80
Номинальная длина столба поглотителя, мм	Верхнее звено – 330* Нижнее звено – 300*	800
Номинальный диаметр вкладышей карбида бора, мм	Верхнее звено – 21,0 Нижнее звено – 19,6	19,6
Длина осевого зазора в пэлах, мм	Верхнее звено – 17 Нижнее звено – 15	45
Количество вытеснителей, шт.	6	6
Номинальный диаметр вытеснителей, мм	8	8
Материал чехловых труб	Сталь 08Х18Н10Т	Сталь 12Х12М1БФР-Ш (ЭП450-Ш)
Материал головки, деталей шарниров и хвостовика	Сталь 12Х18Н10Т	Сталь 05Х12Н2М
Материал оболочек пэлов (вытеснителей)	06Х16Н15МЗБ (ЗИ-847)	06Х16Н15М2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД)

При работе реактора на мощности стержни АЗ находятся в верхнем рабочем положении, при котором поглощающая часть стержней выведена из активной зоны, в пределах активной зоны находятся хвостовик и наконечник стержня.

Основные данные по условиям эксплуатации стержней АЗ в реакторе БН-600 приведены в табл. 2.

Таблица 2

Основные эксплуатационные характеристики стержней АЗ реактора БН-600

Параметр	1663.00.000	2637.00.000
Назначенный ресурс при работе реактора на номинальной мощности, эфф. сут	500	560
Максимальное выгорание, % • атомов изотопа B^{10} • атомов бора	18 14,4	19,2 15,4
Максимальная повреждающая доза, сна • элементы конструкции • оболочки пэлов	58 13,7	73 17,5
Максимальный флюенс, н/см ² • элементы конструкции • оболочки пэлов	$1,35 \times 10^{23}$ $3,2 \times 10^{23}$	$1,68 \times 10^{23}$ $0,37 \times 10^{23}$

Распределение потока нейтронов по длине стержней АЗ при эксплуатации весьма неравномерно (рис. 2). Выгорание изотопа ^{10}B по высоте поглощающего столба максимально на уровне нижнего торца и быстро снижается по высоте с удале-

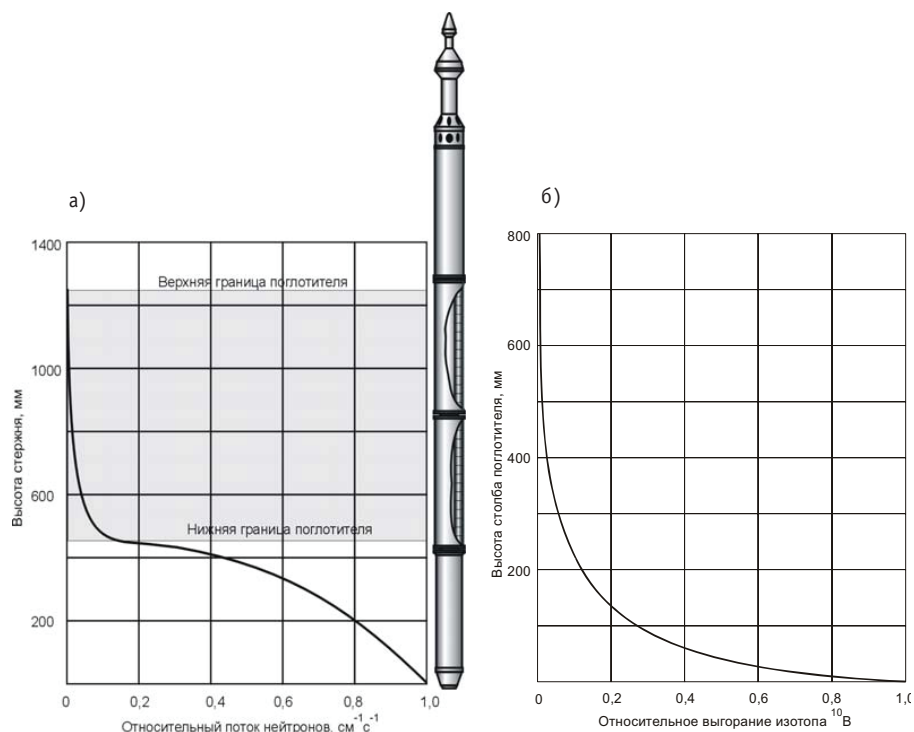


Рис. 2. Типичное относительное распределение потока нейтронов по высоте стержня АЗ реактора БН-600 (а) и распределение выгорания изотопа ^{10}B по высоте его поглощающего сердечника (б)

нием от нижнего конца. В реакторе БН-600 за время эксплуатации в течение 500 эфф.сут максимальное выгорание изотопа ^{10}B в сердечнике стержня АЗ не превышает 18%. При этом среднее по объему поглощающего сердечника выгорание составляет 5,5%. Связанное с выгоранием поглощающего изотопа снижение физической эффективности стержня при этом незначительно и не влияет на его работоспособность.

Для стержня АЗ 1663.00.000 назначенный ресурс 365 эфф.сут был установлен в 1985 г. В 2003 г. ОАО «МЗП» было выпущено извещение об изменении в 1663.00.000ТУ назначенного ресурса с 365 на 500 эфф.сут.

ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОТРАБОТАВШИХ В РЕАКТОРЕ БН-600 СЕРЖНЕЙ АЗ

Результаты исследований отработавших в реакторе БН-600 стержней АЗ показали, что исчерпание ресурсных возможностей этих изделий связано с деградацией механических свойств конструкционных материалов нижнего удлинителя, чехловых труб и оболочек пэлов.

Так, проведенные в НИИАР и БАЭС материаловедческие исследования показали, что нижнее удлинительное звено стержня, отработавшего 330 эфф.сут, имело заметный невооруженным глазом изгиб из-за неравномерного распухания материала (рис. 3). Ударная вязкость материала удлинителя (сталь 09Х18Н10Т) чрезвычайно низкая, и образцы хрупко разрушались при

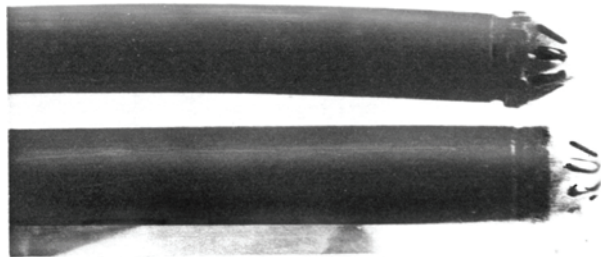


Рис. 3. Нижние удлинители стержней АЗ 1663.00.000 после 330 эфф.сут (а) и 100 эфф.сут (б) эксплуатации в реакторе БН-600

испытаниях на ударной машине. Пластичность материала оболочек пэлов (сталь 08Х16Н15М3Б) при рабочей температуре 500°C снизилась до 3%.

Состояние блоков карбида бора из пэлов характеризовалось тем, что часть из них (30–40%), особенно из пэлов верхних звеньев, сохранили целостность, форму и геометрические размеры в пределах допуска на изготовление. Большая часть блоков, особенно в нижних частях пэлов и почти все из пэлов нижних звеньев были разрушены на фрагменты различной величины.

Извлеченные из стержней АЗ блоки карбида бора имели заметную наведенную гамма-активность. Основной вклад в гамма-фон вносят высокоактивные и долгоживущие радионуклиды европия, кобальта и цезия. Происхождение радионуклидов европия и кобальта связано с наличием в карбиде бора примесей, которые попадают в него на стадии изготовления блоков. Эти примеси расположены, как правило, на границах зерен. Радионуклид ^{137}Cs присутствует только в пэлах негерметичных конструкций стержней АЗ, и загрязнение сердечника связано с наличием цезия в натриевом теплоносителе.

После эксплуатации в течение 398 и 420 эфф.сут было отмечено увеличение геометрических размеров хвостовика стержней АЗ 1663.00.000 до 1,2%, а удлинителя до 2,2% как следствие радиационного распухания. Величина максимального изменения диаметра оболочек пэлов в их нижней части достигала 0,8%. Результаты измерений искривления удлинителя показали, что его изгиб достигает 1,5 мм. Пластичность стали 09Х18Н10Т, из которой изготовлены удлинители, снизилась до значений 0–0,8%.

В то же время экспериментально определенные значения выгорания поглотителя для нижней части пэлов в 3–5 раз ниже расчетных значений.

Таким образом, результаты материаловедческих исследований отработавших стержней АЗ конструкции 1663.00.000 свидетельствуют о достижении их физического ресурсного предела. При эксплуатации более 400–420 эфф.сут возрастает риск выхода их из строя при воздействии механических нагрузок из-за низкой пластичности стальных элементов в наиболее облученной нижней части конструкции. При этом низкое среднее выгорание поглощающего изотопа в сердечнике позволяет повторно использовать его в реакторе.

СОЗДАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ СТЕРЖНЕЙ СУЗ ИЗ РЕФАБРИЦИРОВАННОГО КАРБИДА БОРА

Проведенные в НИИАР исследования позволили разработать и реализовать на практике технологию рефабрикации, обеспечивающую замкнутый цикл использования обогащенного карбида бора в стержнях АЗ (рис. 4).

На первой стадии этих работ была изучена возможность прямого использования малоактивных блоков карбида бора из отработавших стержней АЗ для изготовления новых стержней. После тщательного контроля и аттестации извлеченных малоактивных и сохранивших целостность блоков был изготовлен стержень АЗ для реактора БОР-60. Гамма-активность изготовленного стержня была приемлемой для обращения с ним по штатной транспортной технологии при загрузке в реактор. Мощность экспозиционной дозы на поверхности стержня не превышала 250–300 мкр/с, что не препятствовало ручным операциям с ним.

Опытная эксплуатация такого стержня в течение 428 эфф.сут и материаловедческие исследования после эксплуатации показали, что признаков нарушения его работоспособности нет и его ресурс не исчерпан. Это позволило в дальнейшем по разработанной технологии изготовить еще пять стержней АЗ, которые также успешно отработали в реакторе и показали высокую работоспособность.

Однако этот путь использования карбида бора из отработавших стержней СУЗ не позволял использовать весь объем извлеченного материала из-за высокой введенной активности сердечника и наличия блоков с нарушениями целостности.

Для полной рефабрикации блоков облученного карбида бора была разработана технология радиохимической переработки, основанная на химических процессах хлорирования карбида бора с последующим гидролизом и углетермическим синтезом карбида бора.

При радиохимической переработке облученные таблетки карбида бора помещаются в кварцевый аппарат-хлоратор, который находится в электрической печи. В аппарат подается хлор, который при температуре 850–900°C, взаимодействуя с карбидом бора, образует свободный от радионуклидов легколетучий трихлорид бора (BCl_3). Через аэрозольный фильтр и гидрозатвор трихлорид бора поступает в гидролизатор, где происходит образование раствора борной кислоты. Остатки хлора поступают в узел поглощения. После завершения процесса на дне хлоратора остается сухой осадок отходов в виде порошка углерода со всеми радиоактивными примесями. Борная кислота в виде осадка и раствора поступает на выпаривание и вакуумную сушку, в результате чего образуется, в зависимости от режимов сушки, кристаллическая борная кислота или борный ангидрид. После размола и просева получается порошок борной кислоты или борного ангидрида, пригодный для синтеза карбида бора. После хлорной переработки продукт полностью свободен от радионуклидов.

Впоследствии эта технология была усовершенствована, чтобы исключить использование газообразного хлора, заменив его четыреххлористым углеродом. При

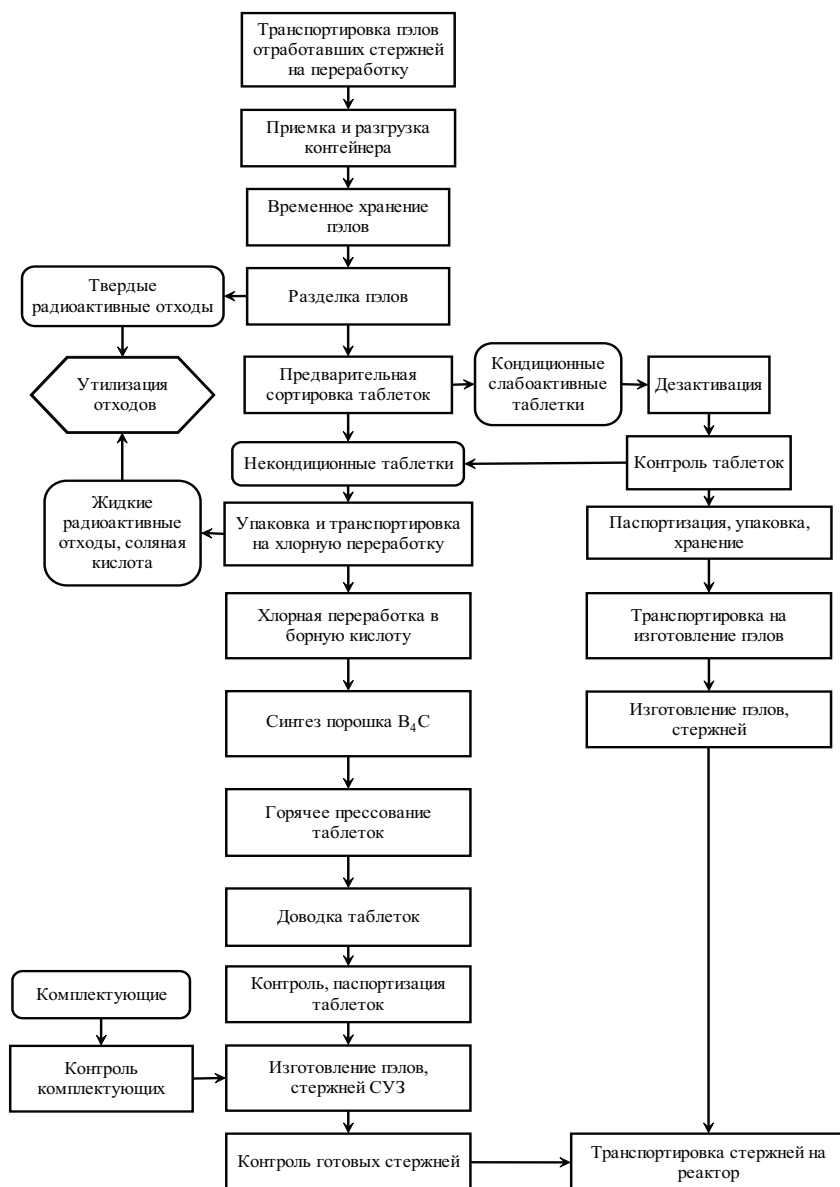
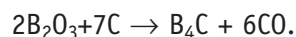


Рис.4. Схема переработки карбида бора из отработавших стержней АЗ и восстановления карбида бора
существенном увеличении производительности новая технология более экологи-
чески чиста и экономична.

Для синтеза карбида бора используется технология углетермического восста-
новления из оксида или борной кислоты с избытком углерода по реакции



Для проведения синтеза готовится шихта, содержащая мелкодисперсную бор-
ную кислоту или борный ангидрид и сажу. Опытным путем были выбраны опти-
мальные гранулометрический и массовый составы шихты, температура и продол-
жительность процесса. Процесс проводится в вакуумных электропечах типа СШВЭ
при температурах 2100–2200°C в графитовых тиглях. Получаемый порошок кар-
бида бора по составу удовлетворял всем требованиям существующих техниче-
ских

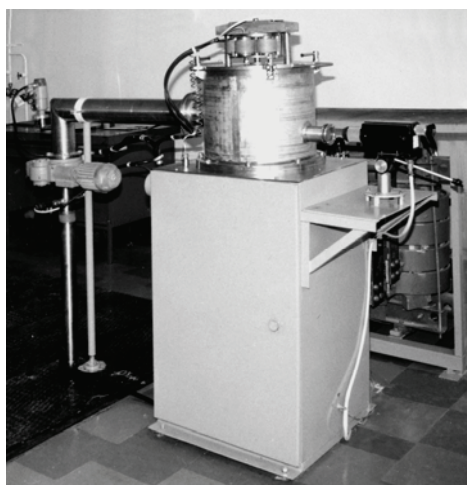


Рис. 5. Внешний вид установки горячего прессования блочков карбида бора

ких условий для сердечников поглощающих элементов стержней АЗ быстрых реакторов.

Для изготовления блочков карбида бора в НИИАР была разработана установка горячего прессования. Установка обеспечивает получение горячепрессованных блочков карбида бора практически «в размер» с сокращением потери карбида бора при шлифовании. Оптимизированы давление прессования, форма и размеры графитовых пресс-форм, что в совокупности обеспечивает их многократное использование. Плотность таблеток B_4C составляет $2,3\text{--}2,4\text{ г/см}^3$ (до 95% от теоретической). Внешний вид и схема установки горячего прессования показаны на рис. 5.

Для изготовления стержней СУЗ в НИИАР был создан специализированный технологический участок, на котором размещено необходимое технологическое и контрольное оборудование. Была разработана технологическая и конструкторская документация на участок. Технологический процесс изготовления стержней полностью соответствует требованиям действующих нормативов к производству органов регулирования атомных реакторов. На данном участке до настоящего времени производится изготовление всех органов регулирования реактора БОР-60.

С учетом опыта проектирования, изготовления и эксплуатации стержней АЗ реактора БОР-60 специалисты ОКБМ, БАЭС и НИИАР разработали и изготовили два опытных стержня АЗ РНАТ.506325.006 и РНАТ.506325.007 на основе рефабрицированного карбида бора для реактора БН-600 с назначенным ресурсом 580 эфф.сут.

Поглощающие элементы АЗ РНАТ.506325.007 (рис.6) включали в себя два вида поглощающих сердечников. В нижней части пэлов на длине 200 мм сердечник собран из блочков рефабрицированного обогащенного по изотопу ^{10}B карбида бора. Верхняя часть сердечника собрана из неповрежденных блочков карбида бора, извлеченных из верхних, наименее облученных, поглощающих звеньев стержней АЗ 1663. Были проведены дезактивация их поверхности, визуальный осмотр, измерения геометрических размеров. Содержание изотопа ^{10}B в таблетках было не ниже 80,2%. Таблетки рефабрицированного карбида бора имели обогащение

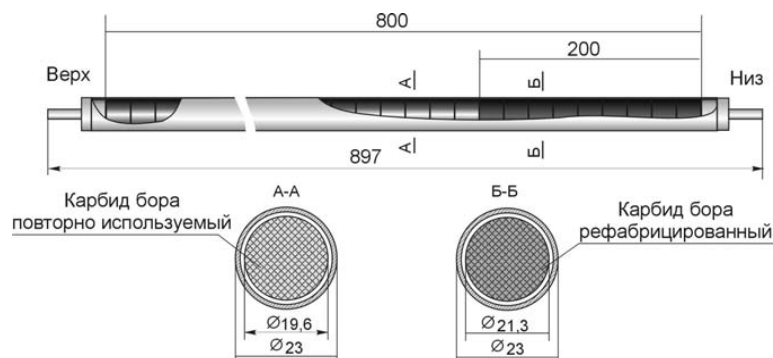


Рис. 6. Поглощающий элемент опытного стержня АЗ РНАТ.506325.007

по изотопу ^{10}B 79,6%, что соответствует требованиям технических условий.

Особенности конструкции опытного АЗ РНАТ.506325.007, отличающие ее от штатных стержней АЗ 1663, следующие:

- применены радиационно-стойкие конструкционные материалы для изготовления чехловой трубы и шарниров (стали ЭП-450 и 05Х12Н2М соответственно);
- в стержне применен один шарнир, установленный между верхней частью стержня (головка с удлинительным звеном) и нижней (поглощающая часть с хвостовиком);
- исключен шарнир на длине поглощающей части стержня, за счет чего увеличена загрузка карбида бора в стержне;
- исключен нижний шарнир и массивные детали хвостовика, находящиеся в зоне высокого флюенса нейтронов и высоких энерговыделений.

По результатам входной инспекции при установке стержня в реактор было подтверждено соответствие изделия требованиям чертежно-технической документации. Максимальная мощность дозы гамма-излучения в средней части рабочего звена стержня АЗ составила 300 мкР/с – вплотную и 4 мкР/с – на расстоянии 1 м.

Поглощающие элементы опытного стержня АЗ РНАТ.506325.006 содержали только блочки рефабрицированного карбида бора.

При изготовлении стержней РНАТ.506325.006 и РНАТ.506325.007 на участке изготовления СУЗ были отработаны все необходимые технологические и контрольные операции, предусмотренные для штатных органов регулирования реактора БН-600.

СОЗДАНИЕ ШТАТНЫХ СТЕРЖНЕЙ АЗ РНАТ.506325.012 И РАБОТЫ В ОБОСНОВАНИЕ ЕГО РЕСУРСА 730 эфф.сут

Эксплуатация в реакторе БН-600 опытных стержней АЗ РНАТ.506.325.007 в течение 428 эфф.сут и РНАТ.506.325.006 в течение 570 эфф.сут и последующие материаловедческие исследования в НИИАР показали отсутствие признаков истощения их ресурса.

Во время работы опытных стержней отсутствовали признаки снижения проходимости в направляющем канале СУЗ, а усилия перемещения в процессе эксплуатации не превышали веса самого стержня. Также не было отмечено увеличения времени падения стержней в зону (0,68–0,78 с).

Результаты измерений диаметров пэлов после их эксплуатации в течение 570 эфф. сут указывают на отсутствие их распухания. При температуре испытаний 500°C равномерное удлинение стали ЭИ-847х.д. составило в среднем $1,8 \pm 0,4\%$, а предел текучести 700 ± 40 МПа при повреждающих дозах около 16 сна.

Максимальные повреждающие дозы на оболочке пэлов и хвостовике стержня соответственно составили 15,7 и 71,7 сна после эксплуатации 570 эфф.сут. Все элементы конструкции стержней сохранили целостность и прямолинейность, подвижность шарнирного соединения не нарушена, а диаметры основных элементов конструкции (верхнего шарнира, чехловой трубы рабочего звена и хвостовика) не изменились. Поглощающие элементы сохранили целостность и прямолинейность, диаметры оболочек пэлов практически не изменились, в том числе в нижней части, а осевой зазор между столбом поглотителя и заглушкой в верхней части пэлов составляет 20–21 мм (32–37 мм при исходных значениях согласно чертежной документации).

Послереакторные исследования карбида бора опытного стержня АЗ не выявили силового воздействия поглотителя на оболочку поглощающих элементов из-за низкого механического воздействия вкладышей из рефабрицированного карбида бора.

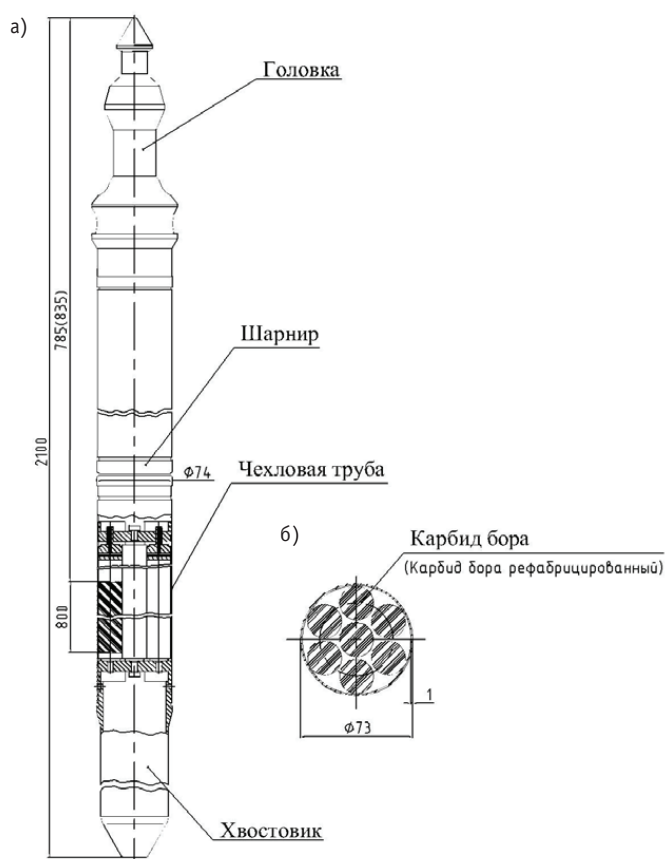


Рис. 7. Конструкция стержня АЗ RHAT.506325.012

Следующим шагом было проведение в 2006 г. комплекса мероприятий по переводу отработанной конструкции опытных стержней АЗ с рефабрицированным карбидом бора в разряд штатной продукции. ОКБМ совместно с НИИАР выпущен новый технический проект стержня АЗ RHAT.506325.012 с назначенным ресурсом 560 эфф. сут, конструкция которого идентична конструкции испытанных опытных стержней (рис. 7). Переработана рабочая конструкторская и технологическая документация, по которой был изготовлен новый стержень АЗ. Комиссией по проведению предварительных и приемочных испытаний в составе ОКБМ, БАЭС, НИИАР, ФЭИ, ВНИИНМ стержень АЗ RHAT.506325.012 принят с присвоением ему литеры О₁. Было разработано, со-

гласовано с заинтересованными предприятиями и утверждено «Обоснование ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС со стержнями АЗ с рефабрицированным карбидом бора в активной зоне реактора БН-600». На его основе разработаны предложения по изменению ТОб АС и изменению УДЛ на эксплуатацию энергоблока № 3 БАЭС. Разработано и согласовано с заинтересованными предприятиями извещение № 02-428 от 11.05.2006 г. об изменении «Технического обоснования безопасности атомной станции с энергоблоком БН-600» в связи с эксплуатацией штатного стержня АЗ RHAT.506325.012.

В октябре 2007 г. стержень АЗ RHAT.506325.012 установлен в реактор БН-600 в качестве штатного стержня аварийной защиты с назначенным ресурсом 560 эфф. сут.

В 2009 г. ОКБМ совместно с БАЭС разработано, согласовано и утверждено «Обоснование ядерной и радиационной безопасности энергоблока № 3 Белоярской АЭС при эксплуатации в активной зоне реактора БН-600 РО АЗ с рефабрицированным карбидом бора с ресурсом 745 эфф.сут» и «Рабочая программа реакторных испытаний РО АЗ с рефабрицированным карбидом бора с ресурсом 745 эфф.сут».

На проведение работ по продолжению облучения стержня АЗ RHAT.506325.012 было получено разрешение Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору при условии, что ресурс РО АЗ не превысит 730 эфф. сут (изменение № 6 от 29.09.2009 в условия действия лицензии (УДЛ)

№ ГН-03-101-2075 от 02.03.2009). За время работы в течение пяти микрокампаний (54–58) РО АЗ наработал 724,9 эфф.сут. Из активной зоны РО АЗ выгружен 02.04.2010.

Реакторные испытания РО АЗ с рефабрицированным карбидом бора проводились в полном соответствии с «Рабочей программой реакторных испытаний РО АЗ с рефабрицированным карбидом бора с ресурсом 745 эфф. суток» без нарушений нормальной эксплуатации. Нарушений пределов и условий безопасной эксплуатации реактора не было.

После получения положительных результатов послереакторных исследований РО АЗ РНАТ.506325.012 с ресурсом 724,9 эфф. сут будет оформлено в установленном порядке решение об изменении ресурса стержней АЗ РНАТ.506325.012 реактора БН-600 и изменение РКД в части назначенного ресурса стержней АЗ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основе разработанной технологии рефабрикации обогащенного карбида бора из отработавших стержней АЗ создан замкнутый цикл, обеспечивающий его многократное использование в качестве сердечника поглощающих элементов. Практическое использование этой технологии привело к необходимости разработки конструкции и освоению производства стержней АЗ на основе рефабрицированного карбида бора вначале для реактора БОР-60, а затем и для БН-600. Создан специализированный участок изготовления органов СУЗ, который обеспечивает все необходимые требования производству штатных стержней АЗ.

Эксплуатация в реакторе БН-600 опытных стержней АЗ РНАТ.506.325.007 и РНАТ.506.325.006 подтвердила их высокий ресурсный потенциал, обеспечиваемый использованием радиационно стойких конструкционных материалов и сердечника из рефабрицированного карбида бора. Результаты эксплуатации и послереакторных исследований показали, что выбранная конструкция обеспечивает назначенный ресурс 560 эфф.сут и при этом не имеет признаков его исчерпания.

Успешная эксплуатация опытных стержней АЗ и наличие готового производственного участка дали возможность для перевода их из опытных в штатные. Для этого была разработана конструкторская и технологическая документация на штатный стержень АЗ РНАТ.506325.012 с назначенным ресурсом 560 эфф.сут.

Наличие большого потенциального ресурса, который не исчерпывается полностью после эксплуатации в течение 560 эфф.сут, дало основание для увеличения назначенного ресурса стержня АЗ РНАТ.506325.012 до 745 эфф.сут. Эксплуатация стержня АЗ в течение пяти микрокампаний (54–58) с ресурсом 724,9 эфф. сут прошла без нарушений нормальной эксплуатации. Нарушений пределов и условий безопасной эксплуатации реактора не было. Завершением данных работ по увеличению ресурса РО АЗ РНАТ.506325.012 после получения положительных результатов послереакторных исследований, должно быть изменение РКД в части назначенного ресурса стержней АЗ РНАТ.506325.012 реактора БН-600.

Поступила в редакцию 14.10.2010

УДК 621.039.53

Structural Materials for Fuel Cladding and Sub-Assembly Wrappers of the BN-600 Reactor \N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, V.S. Ageev, Yu.P. Budanov, A.G. Ioltukhovskiy, M.V. Leonteva-Smirnova, F.G. Reshetnikov, Yu. K. Bibilashvili, I.A. Shkabura, Yu.A. Ivanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 13 pages, 5 tables, 6 illustrations. – References, 16 titles.

The results of research into materials such as wrapper and cladding steels of various grades for the BN-600 fuel sub-assemblies are presented. Different steel types are compared in terms of the operating reliability. The prospective steel patterns for the commercial BN-1200 reactor are determined.

УДК 621.039.54

Change in the Physical-Mechanical Properties of the Fuel Cladding Made of the EK-164 and ChS-68 Steels after Their Operation in the BN-600 Reactor after Four Cycles \A.M. Mosin, M.V. Evseev, I.A. Portnykh, E.N. Shcherbakov, V.S. Shikhalev, A.V. Kozlov, N.M. Mitrofanova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 7 pages, 1 table, 8 illustrations.

The results of research into the fuel cladding made of the ChS68 and EK64 austenitic steels after operation in the BN-600 reactor are presented. The change in diameters, the swelling, the mechanical properties, the electric resistance and the Young modulus of the cladding materials along the fuel pins have been determined.

УДК 621.039.54

Comparative Studies of the Porosity Formed in the Material of the Fuel Cladding Made of ChS68 steel and Manufactured following the Pervouralsk Novotrubny Works Technology and Advanced Machine-building Works Technology after Operation in the BN-600 Reactor \I.A. Portnykh, A.V. Kozlov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 8 illustrations. – References, 4 titles.

It is shown that the improvement of the technology of the manufacture of the fuel cladding made of the ChS68 cold-worked steel has led to the reduction in the spread of the porosity characteristics and therefore in the cladding swelling values. At the same time the spread of the characteristics of porosity and swelling of the cladding manufactured by the Machine-building Works remains significant which requires further improvement of the fuel cladding manufacture technology.

УДК 621.039.54

Absorbing Materials and Control Rods of the Innovation Nuclear Reactors \V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 13 illustrations.

Boron carbide differently enriched in boron-10 isotope remains to be a main absorbing material for the safety rods of the fast reactors. The promising line is a utilization of the rods with annular shapes of boron carbide of a large diameter. For extension of the fast reactor control rod lifetime the absorbing materials based on europium and hafnium hydride are proposed.

УДК 621.039.54

Development of the BN-600 Reactor Safety Rods based on Refabricated Boron Carbide with a Lifetime of 745 efpd \V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov, V.V. Maltsev, A.I. Karpenko, E.A. Kozmanov, A.M. Tuchkov, B.A. Vasilev, O.V. Mishin, Yu.K. Alexandrov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 2 tables, 7 illustrations.

On the basis of the developed technique of the refabrication of enriched boron carbide from the spent safety rods the closed cycle ensuring its recycling as a kernel of the absorbers has been created. The specialized section for the control rod manufacture as complying with all the necessary requirements imposed on the standard safety rod manufacture has been created.