

ОСОБЕННОСТИ ПОВЕДЕНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В СПЕКТРЕ НЕЙТРОНОВ БЫСТРОГО РЕАКТОРА БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

В.В. Чуев, В.Ф. Росляков, В.В. Мальцев

Белоярская АЭС, г. Заречный



В настоящей работе на примере перевода реактора БН-600 на активную зону с выгоранием топлива ~11% т.а. представлен обзор основных результатов по исследованию экспериментальных и штатных ТВС, твэлов, необходимых для обоснования безопасной и надежной работы конструктивных материалов в условиях активной зоны третьей модернизации.

ВВЕДЕНИЕ

25 лет успешно эксплуатируется энергоблок с реактором БН-600 Белоярской АЭС в режиме коммерческой выработки электрической и тепловой энергии. Одновременно решаются задачи по испытанию и проверке новых научно-технических разработок. Одной из важнейших составных частей энергоблока является активная зона (а.з.) реактора, определяющая безопасность и экономичность его работы. Как известно, проектные характеристики а.з. первого типа (01) не были достигнуты в начальный период эксплуатации. Выгорание топлива ограничивалось 7,2% тяжелых атомов (т.а.) и повреждающей дозой 44 смещений на атом (с.н.а.) вследствие значительного радиационного формоизменения конструктивных материалов тепловыделяющих сборок (ТВС) и деградации их служебных свойств. Достижение проектных величин выгорания топлива осуществлялось поэтапно. В 1987 г. проведена первая модернизация активной зоны (01М) с увеличением выгорания топлива до 8,3% т.а. (максимальная повреждающая доза 54 с.н.а.). В 1993 г. закончена вторая модернизация активной зоны (01М1) на выгорание топлива 10% т.а. (повреждающая доза 75 с.н.а.). В период 1995–2003 гг. проведены испытания штатных ТВС на выгорание топлива до ~11% т.а. (повреждающая доза 82 с.н.а.) в зоне третьей модернизации (01М2). В 2004 г. разработана рабочая программа повышения выгорания топлива до ~14% т.а. В настоящее время прорабатывается программа работ на выгорание ~ 17% т.а., а также проекты перспективных зон с использованием смешанного уран-плутониевого топлива, зон без воспроизводящего экрана.

Точность обоснования и предсказания работоспособности элементов активной зоны во многом определяется получением надежных экспериментальных данных о поведении реальных внутриреакторных конструкций в стационарных, переходных и аварийных режимах эксплуатации. Целям всестороннего изучения работоспособности конструкций реактора БН-600 служат массовые первичные послереакторные исследования, проводимые на Белоярской АЭС в бассейне выдерж-

© В.В. Чуев, В.Ф. Росляков, В.В. Мальцев, 2005

ки и «горячей» камере, и последующие материаловедческие исследования в «горячих» лабораториях отрасли. В процессе их проведения выявляются и анализируются экспериментальные данные по влиянию отдельных факторов и их взаимосвязи на поведение штатных и экспериментальных изделий а.з. Получаемая информация важна для анализа работоспособности существующих конструкций и оптимизации разрабатываемых режимов их безопасной эксплуатации.

В настоящей работе на примере подготовки к переводу реактора БН-600 на выгорание топлива ~11% т.а. представлен обзор основных результатов по исследованию экспериментальных и штатных ТВС, тепловыделяющих элементов (ТВЭлов), необходимых для обоснования безопасной и надежной работы конструкционных материалов в условиях активной зоны третьей модернизации.

ОБЪЕКТЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Основные характеристики испытанных в реакторе ТВС приведены в табл. 1, 2. Практически все из эксплуатировавшихся в реакторе БН-600 типов ТВС прошли

Таблица 1

Максимальные параметры экспериментальных ТВС реактора БН-600

Тип а.з.	Тип ЭТВС (материалы чехла/оболочек/топлива)	Количество ЭТВС, шт. ЗМО/ ЗСО/ ЗБО	Выгорание топлива, % т.а. ЗМО/ ЗСО/ ЗБО	Повреждающая доза, с.н.а. ЗМО/ ЗСО/ ЗБО
01	ЭП-450/ЭИ-847 х.д./UO ₂ – штатное ЭП-450/ЧС-68 х.д./UO ₂ – штатное	63/ – /17 9 в ЗМО	7,6/ – /7,0 11,6	62/ – /40 88
01М	ЭП-450/ЧС-68 х.д./UO ₂ – штатное ЭП-450/ЭП-172 х.д./UO ₂ – штатное 05Х12Н2М/ЧС-68 х.д./UO ₂ – штатное 05Х12Н2М/ЧС-68 х.д./UO ₂ – штатное ЭП-450/ЧС-68 х.д./UO ₂ – штатное (материаловедческая) 08Х16Н11МЗТ*** /ЭП-172** х.д./UO ₂ -PuO ₂ – вибро 05Х12Н2М** /ЧС-68 х.д. ** /UO ₂ -PuO ₂ – вибро ЭП-450/ЭП-172 х.д. ** /UO ₂ -PuO ₂ – таблеточное ЭП-450/ЧС-68 х.д. ** /UO ₂ -PuO ₂ – таблеточное	12/15/13 28/28/22 4/4/4 4/4/4 3 в ЗМО 2 в ЗМО 4 в ЗМО 2 в ЗМО 2 в ЗМО	8,1/9,6/10,1 9,3/10,8/11,7 7,7/8,4/8,6 7,5/7,9/8,7 7,6 9,6 9,5 10,3 10,3	64/74/67 81/87/84 61/61/57 60/59/57 59 77 69 69 69
01М1	ЭП-450/ЧС-68 х.д./UO ₂ – штатное (продленный ресурс) ЭП-450/ЭП-450+ЧС-68х.д. /UO ₂ – штатное ЭП-450** /ЧС-68 х.д. ** /UO ₂ -PuO ₂ – таблеточное ЭП-450/ЧС-68 х.д./UO ₂ -PuO ₂ – таблеточное 05Х12Н2М** /ЧС-68 х.д. ** /UO ₂ -PuO ₂ – вибро ЭП-450*** /ЧС-68 х.д. ** /UO ₂ -PuO ₂ – вибро	7 в ЗБО 3/ – /2 8/8/ – – /5/10**** 3 в ЗМО 3 в ЗМО	11,7 9,4/ – /9,4 11,8 8,9 10,5 ****	80 78/ – /61 79 68 78 ****

* – пучок ТВЭлов содержит центральные ТВЭлы с оболочками из стали ЧС-68 х.д. и периферийный ряд ТВЭлов с оболочками из стали ЭП-450; ** – диаметр оболочек ТВЭлов 6,6×0,4 мм; *** – размер чехла «под ключ» 94,5×2,5 мм; **** – находятся в реакторе; ***** – 7 ТВС находятся в ВРХ

Таблица 2

Проектные и фактические максимальные значения выгорания топлива и повреждающей дозы для штатных ТВС активной зоны 01М1/01М2

Тип ТВС	Проектные		Фактические	
	Повреждающая доза, с.н.а.	Выгорание топлива, % т.а.	Повреждающая доза, с.н.а.	Выгорание топлива, % т.а.
ЗМО	75/82	9,0/10,0	81	9,4
ЗСО	72/79	9,5/10,6	77	10,2
ЗБО	69/75	10,0/11,2	74	10,9

первичные послереакторные исследования. В бассейне выдержки измерены геометрические размеры чехлов ~ 700 шт. ТВС. В «горячей» камере осуществляется визуальный контроль состояния ТВС в целом и после извлечения пучков твэлов, измеряются геометрические размеры твэлов, определяются их герметичность и параметры внутритвэльного газа, состояние топливных сердечников и распределение продуктов деления и активации. Для отдельных твэлов проводились импульс-н.а.я вихретоковая дефектоскопия, нейтронная радиография, измерения электросопротивления оболочек и термического сопротивления зазора между топливом и оболочкой. Исследовано ~50 ТВС (~3000 твэлов). Ряд твэлов и образцов чехлов выбирался для материаловедческих исследований в «горячих» лабораториях СФ НИКИЭТ, ФЭИ, НИИАР.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОГО ОБОСНОВАНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ТВС АКТИВНОЙ ЗОНЫ С ВЫГОРАНИЕМ ТОПЛИВА ~11% т.а.

В обоснование проектируемой активной зоны О1М2 реактора БН-600 получены следующие основные результаты.

Чехлы ТВС

Формоизменение чехлов. В бассейне выдержки БН-600 прошли выходную инспекцию 180 экспериментальных и штатных ТВС с чехлами из стали ЭП-450 с целью определения их формоизменения. Установлено, что для стали ЭП-450 максимальное изменение размеров «под ключ», обусловленное совместным действием распухания и ползучести, не превышает 1,5% при повреждающих дозах 80–94 с.н.а. (рис. 1, 2). Результаты линейной аппроксимации в консервативном приближении с учетом разброса данных показывают, что формоизменение чехлов из стали ЭП-450 позволяет достичь повреждающие дозы ~140 с.н.а., что соответствует выгоранию топлива ~19% т.а. В общем случае формоизменение чехлов обусловлено не только радиационным распуханием, но и радиационной и термической ползучестью, возникающей под давлением натриевого теплоносителя в слое между пучком твэлов и чехлом. В приближении равномерности вакансионного распухания по всему периметру шестигранника считается [1], что увеличение размеров диагоналей обусловлено только радиационным распуханием, а увеличение размеров «под ключ» – совместным воздействием распухания и ползучести.

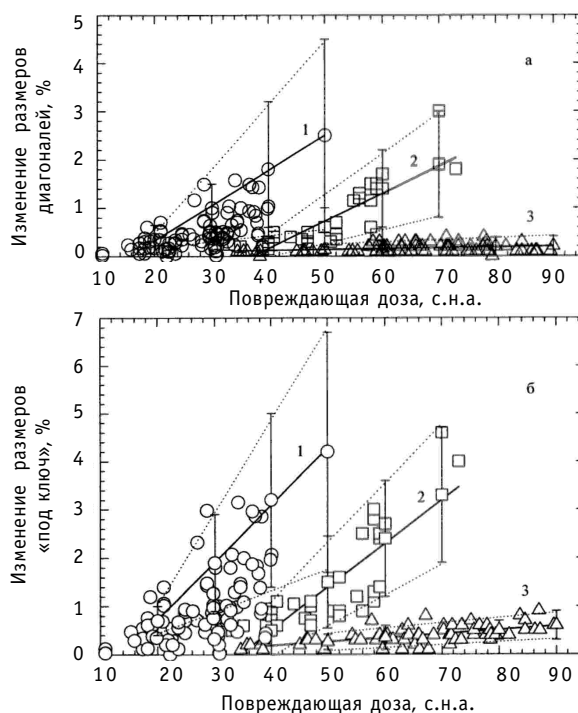


Рис. 1. Формоизменение чехловых труб штатных ТВС активной зоны О1 (1 – О8Х16Н11М3 м.т.о), О1М (2 – О8Х16Н11М3Т х.д) и О1М1 (3 – ЭП-450) в зависимости от повреждающей дозы при температурах максимального изменения

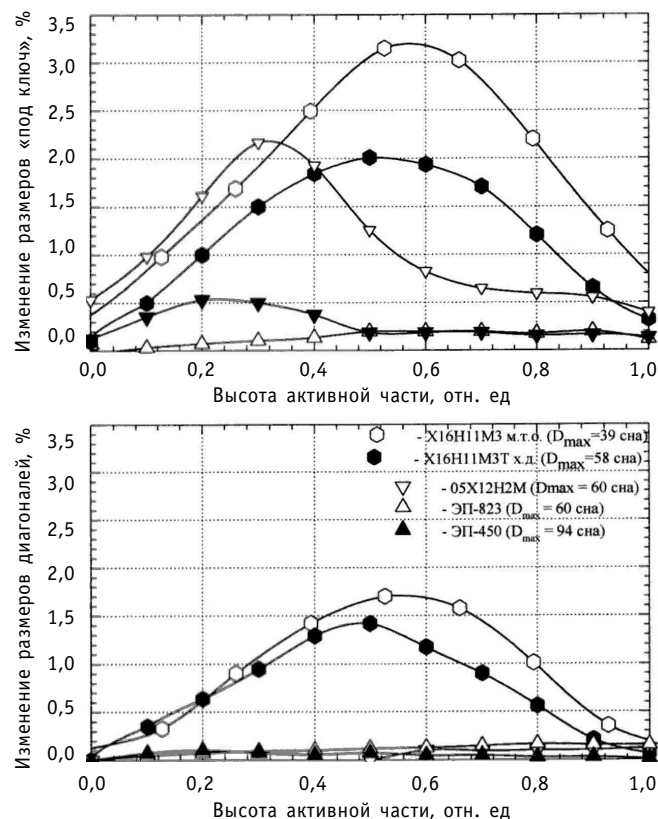


Рис. 2. Изменение поперечных размеров чехловых труб в зависимости от высоты активной зоны (температуры облучения и повреждающей дозы)

Для описания дозотемпературных зависимостей набухания, определяемого из изменения размеров диагоналей шестигранника, использовалась функция

$$R = \Delta V / V_0 = dR / dD \cdot \exp(-\beta(T - T_0)^2) \cdot (D - D_0), \quad (1)$$

где R – набухание (относительное изменение объема V_0), %; D – повреждающая доза, с.н.а.; T – температура облучения, °C; dR / dD – скорость набухания, %/с.н.а.; T_0 – характеристическая температура максимального набухания; β – параметр порядка коэффициента диффузии вакансий, K^{-2} ; D_0 – инкубационная доза, с.н.а. Температурная область набухания дискретно разбивалась на интервалы, для которых строились зависимости набухания от повреждающей дозы. Экспериментальные данные описывались в приближении

$$R(D) = \Delta V / V_0 = dR / dD \cdot (D - D_0(T)). \quad (2)$$

Таблица 3

Параметры радиационного набухания и ползучести материалов чехлов ТВС

Марка стали	dR / dD , % / с.н.а. (при T_0)	T_0 , °C	β , $\times 10^{-4} K^{-2}$	D_0 , с.н.а.	Модуль ползучести, $\times 10^{-6} (МПа \cdot с.н.а.)^{-1}$
08X16H11M3 мто	$0,20 \pm 0,07$	450 ± 10	$-(1,1 \pm 0,1)$	15 ± 5	$1 \div 3 [3]$
08X16H11M3T х.д.	$0,12 \pm 0,04$	430 ± 10	$-(3,8 \pm 0,6)$	35 ± 10	$0,5 \div 2,6 [3]$
ЭП-450	$<0,02$	$400 \div 430$	—	—	$0,4 [2]$

Параметры dR/dD , T_0 , β , D_0 определялись методом наименьших квадратов по наилучшей сходимости экспериментальных данных и результатов расчета.

Модули радиационной ползучести определялись по методике [1], согласно которой изменение размера «под ключ» вследствие радиационной ползучести описывается зависимостью

$$\Delta S/S_0 = B \cdot D \cdot p \cdot S^2 / 2\delta (1 + S^2(1 - \mu^2)/72\delta) / S_0 \quad (3)$$

где S_0 – исходный размер «под ключ», мм; B – модуль радиационной ползучести, (МПа·с.н.а.)⁻¹; p – давление теплоносителя, МПа; δ – толщина грани, мм; μ – модуль Пуассона.

Типичные исходные данные иллюстрируют рис. 1, 2. Параметры радиационного распухания и ползучести материалов чехлов ТВС приведены в табл. 3 и на рис. 3, 4. Данные, приведенные на рис. 3, 5 и в табл. 4, получены с целью проверки влияния скорости набора повреждающей дозы на параметры распухания.

Механические свойства чехлов. В результате исследования механических свойств чехлов ТВС в ФЭИ и СФ НИКИЭТ, облученных в реакторе БН-600 до повреждающих доз 90–108 с.н.а., установлено, что в этом интервале запас работоспособности чехлов сохраняется. Использование стальных этого класса в качестве конструкционных материалов чехлов ТВС реакторов типа БН рассматривается как главное направление для обеспечения выгорания топлива не только ~11% т.а, но и выгорание 12–15% т.а.

Коррозионная стойкость чехлов. На основании результатов коррозионных исследований в начальный период эксплуатации штатных ТВС с чехлами из ферритно-мартенситной стали ЭП-450 рассматривались два аспекта потенциальной опасности повышенной склонности облученных чехлов к коррозии в воде: нарушение целостности сборок и образование значительного количества продуктов коррозии в бассейне выдержки. Опыт хранения в бассейне выдержки отработавших ТВС показал, что после 3–5-летнего нахождения ТВС в водной среде даже с низкими значениями водородного показателя $pH = 5–7$ проблем с работоспособностью чехлов не было. Второй аспект остается актуальным и в настоящее время. Более того, после перехода производства чехлов с Первоуральского новотрубного завода на машиностроительный завод (г. Электросталь) в последнее время отмечена тенденция ухудшения качества чехловых труб из стали ЭП-450, проявляющаяся в повышенном взаимодействии поверхностных слоев материала даже с атмосферной влагой. Причины устанавливаются в настоящее время.

Оболочки ТВЭЛОВ

Формоизменение оболочек. Около 30 экспериментальных и штатных ТВС с чехлами из стали ЭП-450 и оболочками ТВЭЛОВ из стали ЧС-68 х.д. разделаны и исследованы в «горячей» камере БН-600. В результате исследования формоизмене-

Таблица 4

Параметры радиационного распухания материалов ВКУ

Марка стали	Температура облучения, °C	dR/dD , %/с.н.а.	T_0 , °C	D_0 , с.н.а.	β , $\times 10^{-4}$ К ⁻²
12Х18Н10Т (толстенные чехлы)	380 ÷ 560	0,35 ± 0,07	475 ± 25	23 ± 5	– (42 ± 14)
09Х18Н9 (материаловедческие образцы)	380 ÷ 550	0,10 ± 0,02	460 ± 20	15 ± 8	– (1,5 ± 0,4)
Х18Н9Т (чехол ТВС БР-5) [4]	430 ÷ 460	0,16 ± 0,06	Нет данных	6 ± 3	Нет данных
Х18Н9 (гильза СУЗ БОР-60) [5]	370 ÷ 500	0,25 ± 0,05	445 ± 25	15 ± 10	– (6 ± 4)

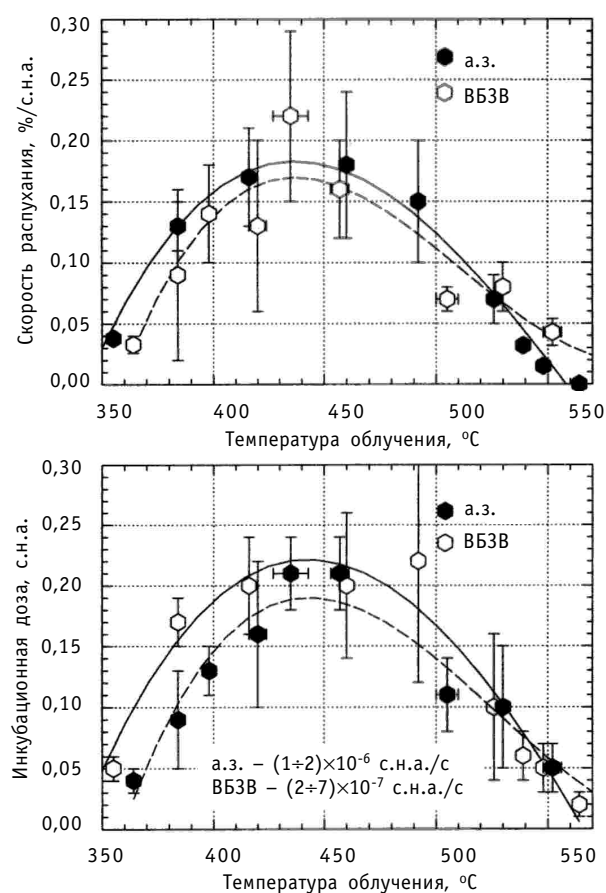


Рис. 3. Параметры распухания стали X16N11M3 м.т.о. в зависимости от температуры облучения при различных скоростях набора повреждающей дозы

ния оболочек твэлов установлено, что для стали ЧС-68 х.д. критерий напряженно-деформированного состояния (распухание 15–18%) не лимитирует достижение повреждающей дозы ~ 100 с.н.а. Рис. 6 отчетливо отражает все этапы модернизации активной зоны реактора БН-600, сопровождавшиеся повышением стойкости к радиационному распуханию материалов оболочек, в качестве которых применялись стали ЭИ-847уст., ЭИ-847 х.д. и ЧС-68 х.д. Общим для всех материалов является значительный разброс данных по распуханию относительно средних значений как в пределах одной ТВС, так и от сборки к сборке.

Наиболее оптимальное сочетание параметров распухания материала оболочек (табл. 5) реализовано для стали ЧС-68 х.д., использовавшейся на стадии ее экспериментального освоения в 80-х годах. К сожалению, за следующий период 90-х годов стойкость стали ЧС-68 х.д. к распуханию снизилась. Несмотря на незначительное уменьшение инкубационного периода, скорость распухания выросла (рис. 7). Произошло это при переходе от опытного производства на промышленное и связано, по-видимому, с технологическими особенностями выплавки металла и изготовления труб (рис. 8, 9).

Механические свойства оболочек. После эксплуатации до выгорания $\sim 11\%$ т.а. механические свойства, определяемые при кратковременных испытаниях, являются типичными и сопоставимы с материалами после максимальных повреждающих доз 74–87 с.н.а. и соответствующих выгораний 9,4 – 11,1% т.а. Как и данные по

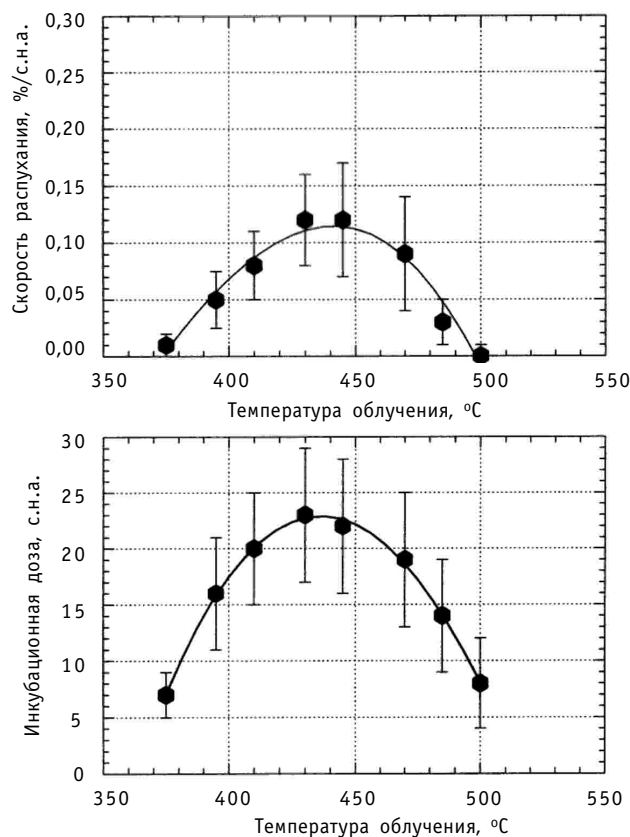


Рис. 4. Параметры распухания стали X16H11M3T х.д. в зависимости от температуры облучения

распуханию, механические свойства имеют значительный разброс (рис. 10). Кроме того, общей закономерностью является деградация прочности и пластичности в области максимального распухания. Появление «нулевой» пластичности наблюдалось уже при повреждающих дозах ~40 с.н.а. и температурах облучения 450–550°C, тем не менее оболочки сохраняют работоспособность в реакторе и до доз ~90 с.н.а., когда предел прочности падает практически до нуля. Низкие значения прочности оболочек исследованных твэлов, полученные методом растяжения кольцевых образцов в радиальном направлении, характерны для этой консервативной методики. Механические испытания другим методом, например, внутреннего давления, реализуют схему нагружения, значительно более приближенную к реаль-

Таблица 5

Параметры радиационного распухания материалов оболочек твэлов

Марка стали	dR/dD , %/с.н.а. (при T_0)	T_0 , °C	D_0 , с.н.а.	β , $\times 10^{-4} \text{ K}^{-2}$
ЭИ-847 ауст.	$0,40 \pm 0,05$	480 ± 15	20 ± 5	$-(0,7 \pm 0,1)$
ЭИ-847 х.д.	$0,20 \pm 0,05$	450 ± 15	30 ± 5	$-(3,5 \pm 1,1)$
ЧС-68 х.д.*	$0,30 \pm 0,05$	470 ± 10	47 ± 5	$-(1,5 \pm 0,3)$
ЧС-68 х.д.**	$0,5 \pm 0,1$	485 ± 15	45 ± 5	$-(2,5 \pm 0,4)$

* облучение экспериментальных твэлов в активных зонах 01 и 01М; ** облучение штатных твэлов в зонах 01М и 01М1

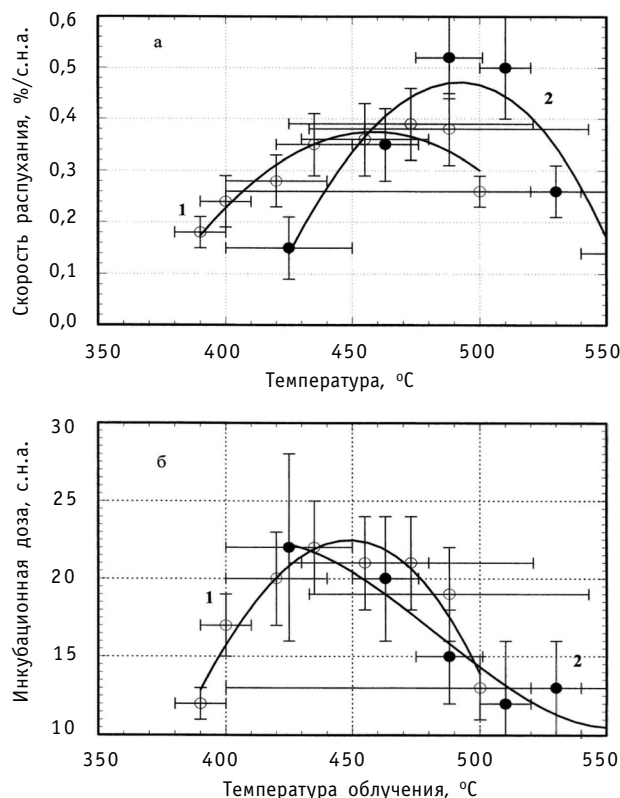


Рис. 5. Параметры распухания стали 18Cr-10Ni-Ti, облученной при скорости набора дозы $2 \cdot 10^{-7}$ с.н.а./с в реакторе БН-600 (1а, 1б) и $7 \cdot 10^{-7}$ с.н.а./с в БОР-60 (2а, 2б)[5]

ным условиям эксплуатации оболочек, чем одноосное растяжение колец. По данным СФНИКИЭТ/ИРМ, механические свойства оболочек, полученные методом внутреннего давления, показывают более высокие значения величины прочности даже на участках максимальной деградации прочности конструкционного материала, при этом наблюдается и сужение области нулевой пластичности.

В результате анализа установлено, что при повреждающих дозах ~ 90 с.н.а. оболочки твэлов имеют механические свойства, уровень которых близок к пределу их работоспособности. Поэтому следует считать, что ресурс оболочек из стали ЧС-68 х.д. современного производства ограничен повреждающей дозой ~ 90 с.н.а. Однако необходимо принимать во внимание взаимосвязь радиационного распухания и механических свойств, влияние на скорость распухания исходного необлученного состояния. Выше показано, насколько увеличилась скорость распухания стали ЧС-68 д. при промышленном производстве. Как следствие этого повысилась скорость деградации механических свойств в процессе облучения. Но даже при этих условиях следует принять ресурс оболочек из стали ЧС-68 х.д. не менее 82–85 с.н.а.

Коррозионная стойкость оболочек. В результате исследования коррозионного взаимодействия материала оболочек из стали ЧС-68 х.д. с топливом и его продуктами деления установлено, что при повреждающих дозах и выгорании топлива, характерных для твэлов проектируемой активной зоны О1М2, величина коррозионного повреждения оболочки составит не более 10–20% от толщины оболочки (рис. 11). По данным СФНИКИЭТ/ИРМ, особенность коррозионного состояния оболочек твэлов реактора БН-600 с оксидным урановым топливом при достиже-

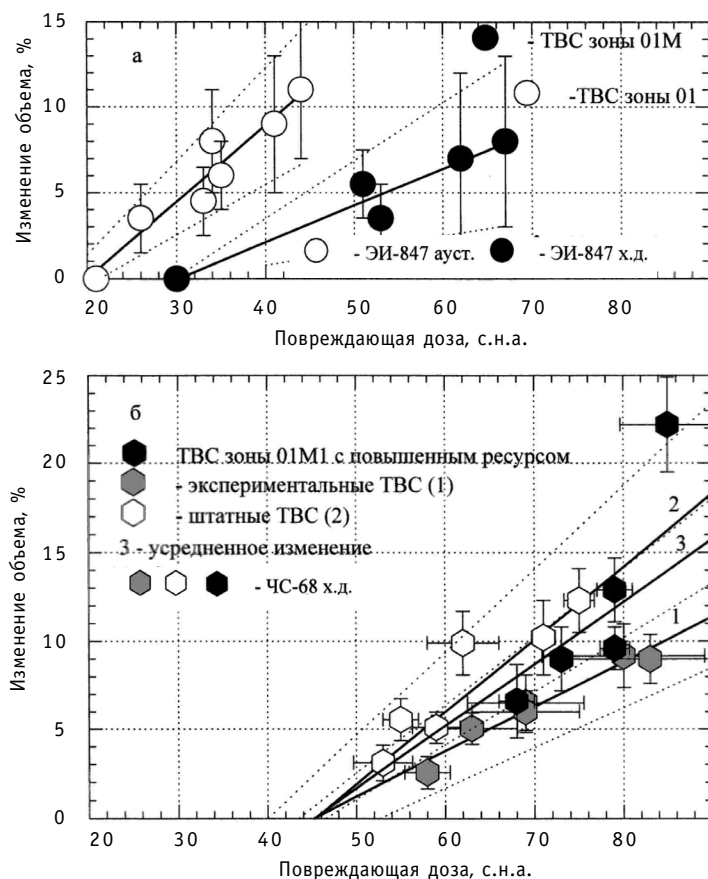


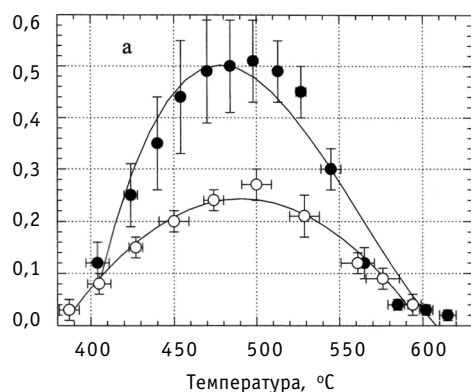
Рис. 6. Радиационное распухание оболочек твэлов активных зон 01, 01М (а), 01М1 (б) в зависимости от повреждающей дозы в интервале температур облучения $460 \pm 500^\circ\text{C}$

нии выгорания 9% т.а. и выше заключается в превалирующем воздействии на материал коррозионного растрескивания и фронтальной коррозии на фоне слабо выраженной межкристаллитной коррозии.

Негерметичность оболочек. Начиная с эксплуатации активной зоны 01, реактор почти каждую микрокампанию работал с негерметичными по газу твэлами (рис. 12). Период эксплуатации 26–43 МК после проведения второй модернизации а.з. характеризуется несравнимо меньшим количеством случаев разгерметизации твэлов с оболочками из стали ЧС-68 х.д.

Оценки по данным систем КГО и результаты исследований в «горячей» камере БН-600 показали, что разгерметизация в активной зоне сопровождалась нарушением целостности оболочек одиночных твэлов. С учетом длительности периода эксплуатации (17 МК) и количества негерметичных твэлов в ТВС (как правило, единицы) доля негерметичных твэлов составляет пренебрежимо малую величину по сравнению с эксплуатационными пределами, установленными для твэлов БН-600, и не является ограничивающим фактором достижения выгорания топлива ~11% т.а. Однако особое внимание привлекли четыре ТВС, которые на момент разгерметизации имели низкие параметры эксплуатации (выгорание ~ 3% т.а., повреждающие дозы ~ 20–30 с.н.а.). Принимая во внимание, что разгерметизация твэлов произошла при параметрах облучения значительно ниже проектных значений, на основании результатов послереакторных исследований служебных свойств штат-

Скорость распухания, %/с.н.а.



Инкубационная доза, с.н.а.

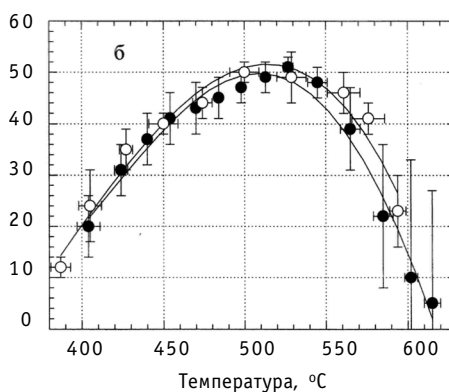


Рис. 7. Скорость (а) и инкубационная доза (б) распухания оболочек твэлов из стали ЧС-68 х.д. в зависимости от температуры облучения (темные значки – штатные зоны 01М1, светлые – экспериментальные зоны 01М)

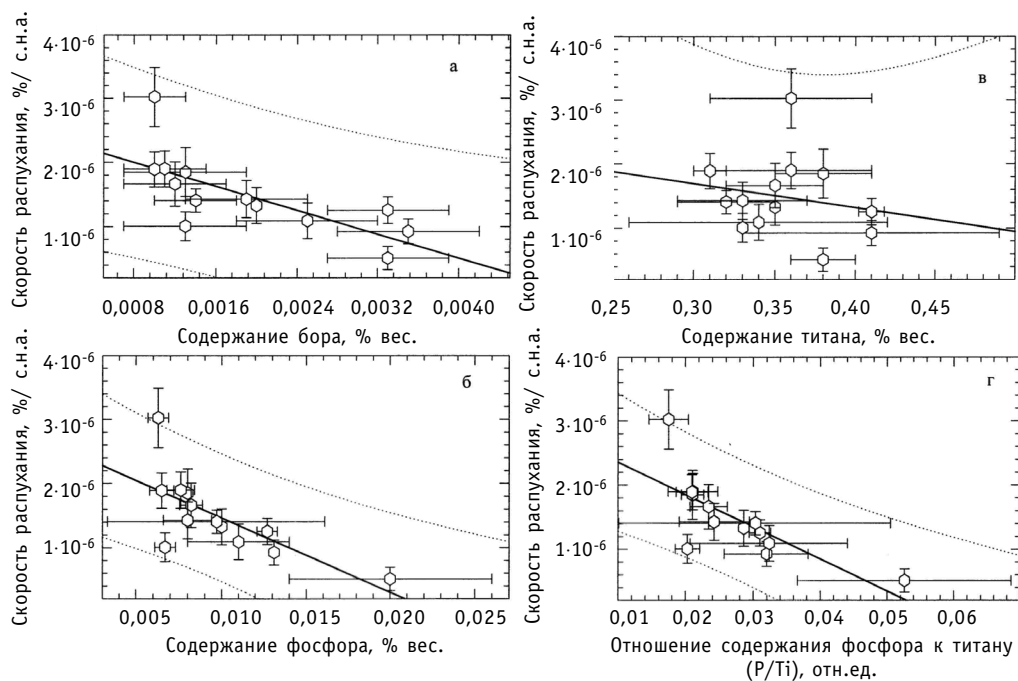


Рис. 8. Скорость распухания стали ЧС-68 х.д. в зависимости от содержания бора (а), фосфора (б), титана (в) и отношения содержания фосфора к содержанию титана

ной оболочечной стали ЧС-68 х.д. причины разгерметизации единичных твэлов следовало искать в технологических особенностях изготовления твэлов на всех стадиях, начиная от выплавки металла и до приемки твэлов в сборку.

С целью выяснения причин преждевременного разрушения оболочек твэлов в ГНЦ ВНИИНМ, на Белоярской АЭС, ОАО МСЗ и ОАО ПНТЗ, начиная с 1997 г., были предприняты исследования параллельно по двум направлениям: послереакторные исследования твэлов и анализ качества оболочек твэлов, поставляемых ОАО ПНТЗ, которые затем с.н.а.ряжаются в твэлы на ОАО МСЗ. Основным результатом работ следует считать ужесточение требований по контролю, приемке готовых оболочечных труб на ПНТЗ, МСЗ и некоторое улучшение качества оболочек. Как показа-

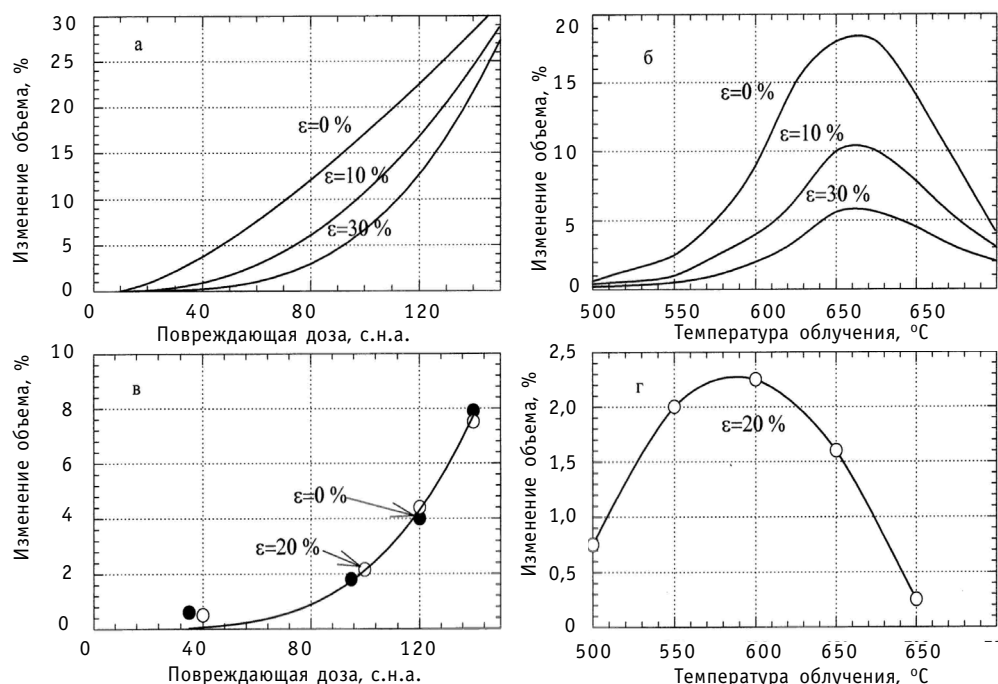


Рис. 9. Радиационное распухание сталей ЭИ-847 (а,б), ЧС-68 (в, г) с различной степенью холодной деформации в зависимости от повреждающей дозы (а,в) при температурах облучения 600°C (а), 650°C (в) и температуры облучения ионами Cr^{+3} с энергиями 1 МэВ (а,б), 3 МэВ (в,г) при повреждающей дозе 100 с.н.а. [данные ХФИ]

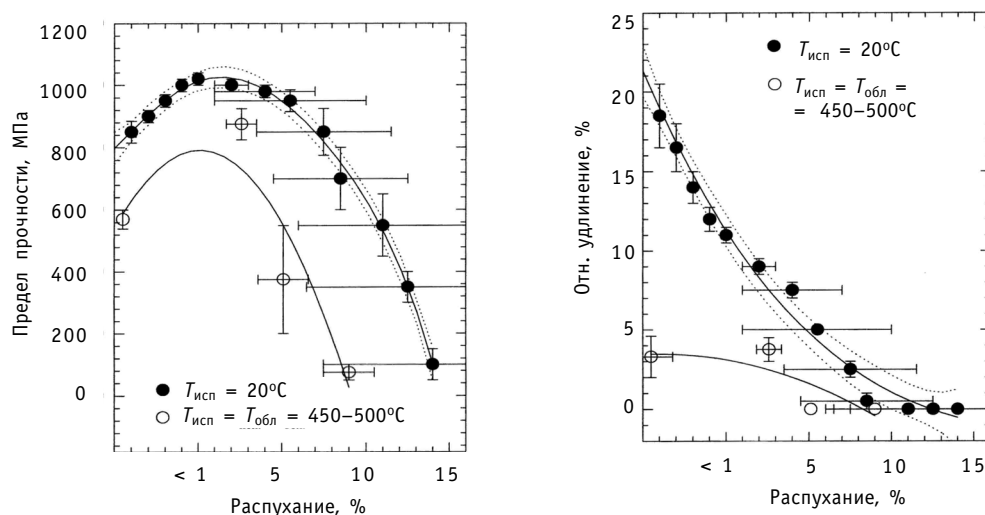


Рис. 10. Зависимость механических свойств оболочек твэлов из стали ЧС-68 х.д. в зависимости от изменения объема при температурах максимального распухания

ли результаты измерений систем КГО при отмыках 2001–2004 гг. (после 41–46 МК), негерметичных твэлов изготовления 1998–2001 гг. не было.

Топливо

Характер структуры топлива и параметры выделения из него газообразных осколков деления (рис. 13) твэлов ТВС после эксплуатации в течение 560 эфф.сут являются типичными и сопоставимыми с ранее полученными данными. По данным

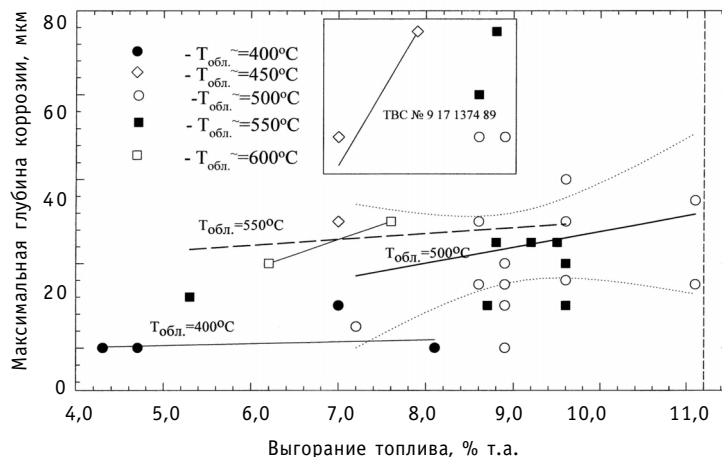


Рис. 11. Глубина коррозионного повреждения внутренней поверхности оболочек твэлов из стали ЧС-68 х.д. в зависимости от выгорания топлива и температуры облучения (на вставке – глубина коррозии для ТВС с максимальной повреждающей дозой 94 с.н.а.)

СФНИКИЭТ/ИРМ микроструктура топлива практически не отличается от типичной структуры диоксида урана, характерной для ЗМО реактора и формирующейся на ранней стадии облучения. Топливный сердечник при линейной нагрузке более 25 кВт/м имеет трехзонное строение: периферийная область с мелким зерном размером 15–30 мкм, область равноосных зерен более крупного размера, зона столбчатых зерен вокруг центральной полости (в самой верхней части а.з. зона столбчатых зерен в сердечниках отсутствует). Топливные втулки подвержены растрескиванию, типичному для высокотемпературных условий в активной зоне реактора БН-600. Над тангенциальными трещинами преобладают радиальные трещины, наблюдаемые в более низкотемпературной области. Радиальный зазор между оболочками и сердечниками твэлов сохраняется в пределах 0,05–0,30 мм на всех исследованных твэлах. Диаметр центральной полости сердечников меняется в

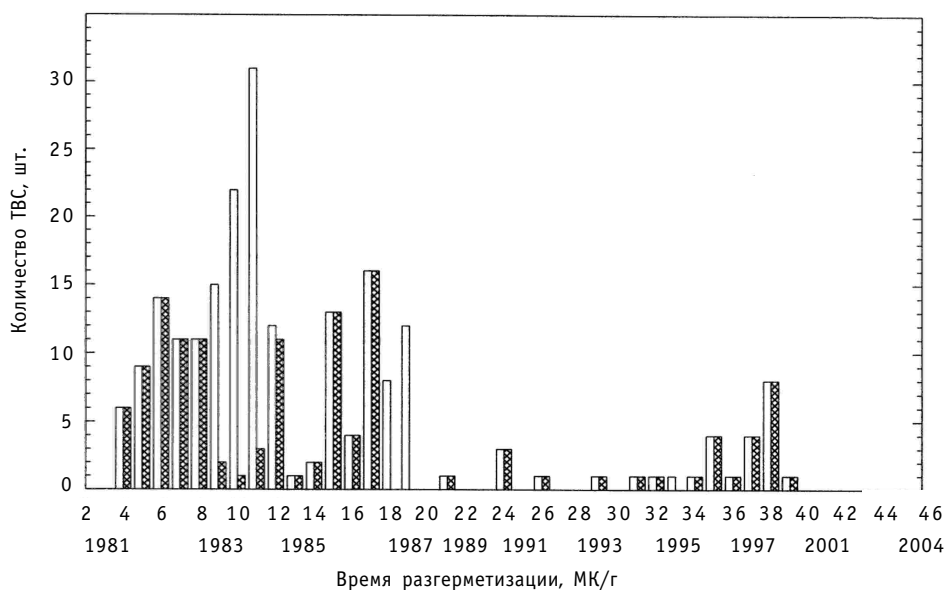


Рис. 12. Количество ТВС с разгерметизировавшимися твэлами в зависимости от времени эксплуатации реактора БН-600 (светлые значки – общее количество, темные – по а.з.)

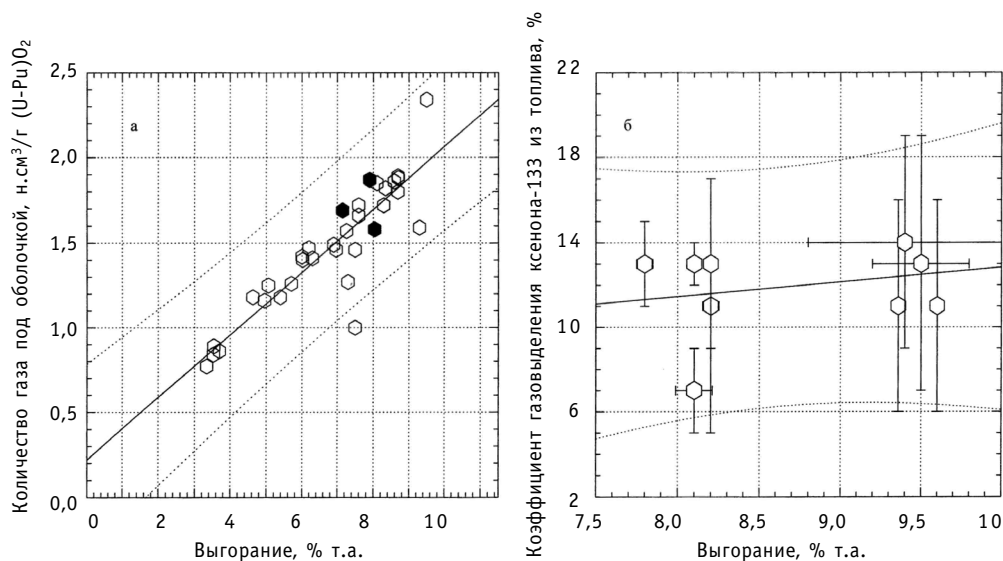


Рис. 13. Относительное содержание внутритвэльного газа (а) и относительный выход ксенона-133 (б) из топлива в зависимости от выгорания штатного топлива (темные значки – твэлы с наработкой 559 эфф.сут)

процессе эксплуатации относительно исходного значения. Вероятно, изменения диаметра обусловлены осевым массопереносом топлива, имеющим незначительную аксиальную неравномерность.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате анализа совокупности факторов (часть которых рассмотрена в данной работе), определяющих ресурс реакторных сборок и активной зоны в целом, установлено, что наиболее критичными из изученных являются факторы, обуславливающие работоспособность твэлов и приводящие к их разгерметизации. Это такие, как радиационное распухание оболочек и деградация их механических свойств во взаимосвязи с исходным состоянием, которое, в свою очередь, зависит от технологических особенностей и качества изготовления оболочек. Механические свойства в значительной мере зависят от распухания.

Достигнутые к началу 90-х годов уровни выгорания и повреждающей дозы – логический результат работ, проводимых по совершенствованию конструкционных материалов ТВС и твэлов. Фактическое прекращение в прошлое десятилетие широкомасштабных исследований по повышению радиационной стойкости материалов привело к ослаблению авторского сопровождения штатного материала оболочек твэлов БН-600 и к деградации ее служебных свойств.

Возрождение интереса к вопросам качества оболочечных труб всех заинтересованных предприятий дает надежду вернуть служебные свойства оболочек из стали ЧС-68 х.д. на уровень лучших результатов, полученных на экспериментальных твэлах. Реальным подтверждением значимости результатов проводимых работ по повышению качества может служить практически полное отсутствие негерметичных твэлов в а.з. БН-600, изготовленных в 1998–2001 гг. после выполнения мероприятий по ужесточению контроля приемки готовых труб.

Повышение служебных свойств промышленной стали ЧС-68 х.д. (возврат на уровень качества оболочек экспериментальных партий и удержание этого уровня) является в настоящее время главной задачей, позволяющий гарантированно эксплуатировать активную зону третьей модернизации с выгоранием ~11% т.а. С

учетом этого условия сталь ЧС-68 х.д. рекомендована для применения в качестве материала оболочек твэлов на выгорание ~ 11% т.а.

Дальнейшее совершенствование этой аустенитной стали должно проводиться с целью реализации скрытого ресурса служебных свойств, который отчетливо проявляется в разбросе исходных и радиационных свойств в зависимости от технологических параметров, температуры облучения, повреждающей дозы. Реальным пределом улучшения этой стали является достижение выгорания штатного топлива реактора БН-600, равного 12–12,5% т.а. Такую цель представляется возможным реализовывать по направлениям:

- на базе существующего фактического материала по физическим процессам, протекающим в материале на всех этапах изготовления оболочек и в процессе эксплуатации, совместными усилиями ВНИИНМ, ФЭИ, СФНИКИЭТ, ОКБМ, БАЭС, МСЗ, ПНТЗ должен быть проведен полный анализ, в результате которого устанавливается объем необходимых фундаментальных и материаловедческих исследований в обоснование совершенствования технологии изготовления и контроля качества элементов;

- на основе результатов исследований должны быть откорректированы НТД, технологии выплавки металла, изготовления и методы контроля качества труб на всех этапах производства.

Литература

1. Забудько Л.М., Лихачев Ю.И., Прошкин А.А. Работоспособность ТВС быстрых реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 166 с.
2. Решетников Ф.Г., Романев В.В., Медведева Е.А. и др. Разработка радиационно стойких нержавеющих сталей для чехлов ТВС реакторов на быстрых нейтронах/Радиационное материаловедение: Тр. Международной конф. по радиационному материаловедению (Алушта 22-25 мая 1990 г.). Т. 3. – Харьков, 1990. – С. 43-48.
3. Васина Н.К., Гришмановская Р.Н. и др. Влияние больших повреждающих доз нейтронного облучения на аустенитную и ферритно-мартенситную стали для активной зоны быстрых реакторов/Радиационное материаловедение: Тр. Международной конф. по радиационному материаловедению (Алушта 22-25 мая 1990 г.). Т. 3. – Харьков, 1990. – С. 35-42.
4. Быков В.Н., Вахтин А.Г., Дмитриев В.Д. и др. Исследование распухания конструкционных сталей карбидной зоны реактора БР-5//Атомная энергия. – 1978. – Т. 44. – Вып. 3. – С. 228-231.
5. Красноселов В.А., Косенков В.М., Лобода Е.М. и др. Материаловедческие исследования гильзы компенсирующего стержня реактора БОР-60 после облучения флюенсом $1.6 \cdot 10^{23}$ нейтр./см² ($E > 0.1$ МэВ)//Атомная энергия. – 1993. – Т. 75. – Вып. 3. – С. 167-175.

Поступила в редакцию 14.02.2005

The behaviour of the sodium-heated once-through steam generator evaporator stage hydrodynamic instability range boundaries has been analyzed. The recommendations on the evaporator stage stability improvement under startup transients are given.

УДК 621.039.526

About Connection of the Sodium Flow Rate Distribution in the BN-600 Reactor Primary Circuit with the Reactor Vessel Thermocouples Reading Pattern \A.A. Bychkov, I.M. Krysan'tev; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 5 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 2 titles.

The authors present analysis results of the reading of the thermocouples for sodium temperature measurements into the BN-600 reactor vessel (reactor vessel thermocouple) for several operating cycles the BN-600 reactor. The reactor vessel thermocouples reading dependence from hydraulic condition of the BN-600 reactor primary circuit is presented in this article.

УДК 621.039.542

Features of Constructional Materials' Behavior within Fast High-Power Reactor's Spectrum of Neutrons \V.V. Chuyev, V.F. Rosljakov, V.V. Maltsev; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 14 pages, 5 tables, 13 illustrations. – References, 5 titles.

Present work reviews basic research results of the of experimental and regular fuel subassemblies and fuel pins using an example of reactor's FN-600 for its transformation to the fuel burn out ~11 % h.a.. These results are necessary for substantiation of constructional materials' safe and reliable work within an active third modernization zone.

УДК 621.039.526

Radiation Swelling of Steels in the Fast Reactor Neutron Field \E.A. Kozmanov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 9 titles.

At present the vast experimental material validating the fact that the pores in steel are formed during in-reactor irradiation due to the unbalanced strains induced by the structural stresses caused by the processes of forming the secondary phases against a background of the degraded internal links. The loss of the phase stability causes an essential change in the physical and mechanical properties of the irradiated materials. The sizes and concentration of pores and precipitations are dependent on temperature. In this paper the phenomenologic presentation of the steel swelling process in the fast reactor neutron field is made on the basis of the applicable experimental data.

УДК 621.039.526

Confirmation of the Design Lifetime of the Test Safety Rods Manufactured of Refabricated Boron Carbide after Operation in the BN600 Reactor \A.V. Zakharov, A.I. Karpenko, E.A. Kozmanov, V.V. Maltsev, V.D. Risovany, A.A. Khudyakov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 6 pages, 2 tables, 4 illustrations.

The main results of the in-reactor testing and integrated research conducted by the Russian nuclear reactor research centre and Beloyarsk NPP in support of the utilization of the safety rods manufactured of refabricated boron carbide in the fast reactor are presented. The test rods have smoothly operated under actual conditions without any damage or any change in dimensions or geometry. The total results of the in-reactor testing and primary and scientific post-irradiation examinations of the test safety rods allow the use of the design of these rods having got design lifetime of 580 efpd as a standard one for the BN600 reactor to be recommended.

УДК 621.039.542

Optimization of the Structural Condition of Fuel Cladding Material \M.V. Bakanov, V.V. Chuev, O.V. Kryukov, A.V. Lukin, S.A. Bychkov, Yu.P. Budanov, O.S. Korostin, A.V. Tselishchev, V.B. Tarasyuk; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 7 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References, 7 titles.

The technology of the especially thin-walled cold-worked tubes sizing 6.9 by 0.4 mm of '4C68' steel is outlined. The ways of the fuel pin technology advancement aimed at obtaining better fuel pin radiation resistance in the BN600 reactor are reviewed. The long-term strength of the tubes manufactured following the advanced technology is better than that of the tubes supplied earlier.