

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В АКТИВНЫХ ЗОНАХ РЕАКТОРА БН-600

М.В. Баканов, В.В. Мальцев, Н.Н. Ошканов, В.В. Чуев

Белоярская АЭС, г. Заречный



Представлен обзор основных результатов по исследованию конструкционных материалов экспериментальных и штатных ТВС, полученных поэтапно по мере их внедрения с целью повышения выгорания топлива в активных зонах реактора БН-600.

Ключевые слова: выгорание, конструкционный материал, повреждающая доза, ресурс ТВС, сталь, формоизменение.

Key words: burnup, structural material, damage dose, fuel sub-assembly lifetime, steel distortion.

ВВЕДЕНИЕ

Проектные характеристики активной зоны (АкЗ) первого типа (01) реактора БН-600 по ряду причин не были достигнуты в начальный период эксплуатации. Выгорание топлива ограничивалось 7,2%-ми тяжелых атомов (т.а.) и повреждающей дозой 44 смещения на атом (сна). Основной причиной являлось значительное радиационное формоизменение элементов тепловыделяющих сборок (ТВС), регулирующих органов системы управления и защиты (РО СУЗ) и деградация служебных свойств конструкционных материалов (КМ), из которых элементы изготавливались. 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 сна). В 1993 г. закончена вторая модернизация активной зоны (01М1) на проектное выгорание топлива 10% т.а. (повреждающая доза 75 сна). В период 1995–2003 гг. проведены испытания свыше тысячи штатных ТВС на повышенные выгорания топлива до ~11% т.а. (повреждающая доза 82 сна) в зоне третьей модернизации (01М2), переход на которую осуществлен в 2004–2005 гг. без изменения материалов и конструкции ТВС. С 2006 г. реактор устойчиво работает с активной зоной 01М2.

Эволюция АкЗ осуществлялась по результатам испытаний в реакторе БН-600 ряда конструкционных материалов сборок разного типа и исследованиям их работоспособности после облучения в защитных камерах Белоярской АЭС, СФ НИКИЭТ/ИРМ, НИИАР и ФЭИ.

© М.В. Баканов, В.В. Мальцев, Н.Н. Ошканов, В.В. Чуев, 2011

СОВРЕМЕННЫЕ ТРЕБОВАНИЯ К ОСНОВНЫМ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫМ ПАРАМЕТРАМ АКТИВНЫХ ЗОН БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Для ядерно-энергетических установок (ЯЭУ) с реакторами средней и большой мощности основными параметрами эксплуатации следует считать максимальную длительность эксплуатации реактора с минимальными периодами между перегрузками реакторных сборок и максимальные значения выгорания топлива. Периоды между перегрузками, в которые производятся и планово-предупредительные ремонты сопутствующего тепломеханического, электрического и контрольно-измерительного оборудования, определяет коэффициент использования установленной мощности (КИУМ). Второй параметр определяет эффективность использования дорогостоящего топлива.

В отличие от ЯЭУ с реакторами на тепловых нейтронах для энергоблоков с быстрыми реакторами более важным является выгорание топлива. Повышение выгорания топлива определяет экономическую целесообразность развития энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах, способных обеспечивать замкнутый ядерный топливный цикл и выжигание младших актинидов (МА) отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Повышение КИУМ и выгорания топлива неизбежно влечет за собой увеличение нагрузок на реакторные сборки, обусловленных длительным облучением в высоконапряженных полях со значительными градиентами флюенса нейтронов и высокой температуры облучения при больших повреждающих дозах.

На современном этапе развития атомной энергетики и производства конструкционных материалов, топлива для быстрых натриевых реакторов наиболее оптимальным для единственного из эксплуатируемых опытно-промышленного энергоблока БН-600 является четырехкратный режим перегрузок активной зоны (АкЗ) с ресурсом тепловыделяющихборок (ТВС) 584 эфф.сут (выгорание топлива ~11,6% т.а.) [1]. После перевода реактора БН-600 на АкЗ 01М2 кампания увеличилась от 480 до 560 эфф.сут для основного массива ТВС и до 720 эфф.сут для периферийных ТВС зоны большого обогащения, выгорание топлива выросло от 10,0 до 11,1% т.а. Достижение ресурса ТВС 592 эфф.сут (выгорание топлива ~11,6% т.а.) является ближайшей задачей.

Исходя из условий эксплуатации энергоблока с реактором БН-600, работающего в условиях сезонного ограничения с плановым КИУМ ~80%, длительность следующей оптимальной топливной кампании определена равной 876 эфф.сут с шестикратным режимом перегрузок активной зоны (максимальное выгорание топлива ~17% т.а.) [1]. Промежуточным неоптимальным вариантом с пятикратным режимом перегрузок активной зоны является кампания длительностью 730 эфф.сут (максимальное выгорание диоксида урана ~ 14% т.а.) [1].

Для стартовой зоны строящегося реактора БН-800, целевым назначением которого является демонстрация замкнутого ядерного топливного цикла, определено максимальное выгорание смешанного уран-плутониевого оксидного топлива (МОКС) ~ 10% т.а. В концепции коммерческого реактора БН-К, срок подготовки технического проекта которого обозначен в 2016 г., рассматривается трехэтапное достижение максимального выгорания топлива: ~14, ~17 и ~20% т.а.

Обеспечение эксплуатации реакторныхборок в этих условиях требует надежных конструкционных материалов. Основная нагрузка на КМ определяется повреждающей дозой и температурой облучения, значения которых при определенном выгорании в значительной мере зависят от конструкции АкЗ и типа топлива. Ориентируясь на современные проектные оценки, соотношения таких основных па-

раметров активных зон реакторов с натриевым теплоносителем, как максимальное выгорание и повреждающая доза, можно представить в виде табл. 1.

СОСТОЯНИЕ ДЕЛ С РАЗРАБОТКОЙ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

В результате выполнения в 1970–1990 гг. национальных программ по разработке радиационно стойких конструкционных материалов быстрых реакторов, объектами исследований которых являлся ряд нержавеющей коррозионно-стойких сталей и сплавов, выделились три класса КМ: аустенитные стали типа 16Cr-15Ni (AS/AC) и улучшенные на их основе комплексно-легированные стали (ADVAS/УАС), ферритно-мартенситные стали (FMS/ФМС) и улучшенные на их основе стали (ADVMS/УФМС), дисперсно-упрочненные окислами стали (ODS/ДУО). Как видно из табл. 2, по химическому составу отечественные и зарубежные материалы близки. ФМ- и УФМ-стали приняты перспективными для изготовления чехлов ТВС. Для оболочек твэлов перспективными считаются улучшенные аустенитные стали и ферритно-мартенситные ДУО-стали.

Практически все конструкции реакторных сборок БН-600, их элементы и материалы, из которых они изготавливались, в той или иной мере подвергались модернизации и улучшению. Основные параметры эксплуатации экспериментальных и штатных ТВС активных зон, достигнутые при реакторных испытаниях различных сочетаний материалов и топлива, представлены в табл. 3, 4.

На рисунках 1,2 представлены данные по формоизменению чехлов ТВС из сталей аустенитного и ферритно-мартенситного классов, применявшихся во всех типах активных зон. Характеристики радиационного распухания и радиационной ползучести ферритно-мартенситных сталей 1X13M2БФР (ЭП-450) и 05X12H2M, используемых для изготовления чехловых труб и других деталей ТВС, гильз и стержней органов регулирования, не ограничивают достижение повреждающих ~140 сна (выгорание топлива ~19% т.а.) [8]. В результате послереакторных исследований чехлов из стали ЭП-450, облученных до повреждающих доз 90–108 сна, установлено, что сталь ЭП-450 в качестве чехлового материала не лимитирует достижение выгорания топлива 12–15% т.а. После эксплуатации и «мокрого» хранения отработавших ТВС в бассейне выдержки вплоть до их переработки на заводе регенерации сталь ЭП-450 обеспечивает безопасность обращения с ТВС.

Максимальное распухание материалов, применявшихся для изготовления оболочек твэлов БН-600, в зависимости от повреждающей дозы приведено на рис. 3, который отражает эволюцию активной зоны, сопровождавшуюся повышением стойкости к радиационному распуханию материалов оболочек, в качестве которых применялись стали ЭИ-847 ауст., ЭИ-847х.д. и ЧС-68 х.д.

Основными результатами изучения особенностей формоизменения чехлов ТВС и оболочек твэлов являются

- установленные зависимости распухания сталей от химического состава по основным и легирующим элементам, структурного состояния и типа термообработок, применяемых для формирования исходной структуры КМ, повреждающей дозы и температуры облучения;

- отсутствие зависимости распухания от скорости набора повреждающей дозы.

Общим для чехловых и оболочечных материалов является нестабильность (невоспроизводимость) основных служебных свойств КМ, проявляющаяся после их облучения в значительном разбросе данных относительно средних значений в пределах одной ТВС и от сборки к сборке.

В настоящее время наиболее критичным элементом, обеспечивающим работос-

Таблица 1

Основные параметры активных зон реакторов БН

Параметр	БН-600				БН-800				БН-К		
	АкЗ О1М2	Оптимальные АкЗ			Стартовая АкЗ	Оптимальные АкЗ			АкЗ 1 этапа	АкЗ 2 этапа	АкЗ 3 этапа
		Промежуточные АкЗ	Экономически обоснованные АкЗ	Перспективная АкЗ		Промежуточная АкЗ	Перспективная АкЗ				
Максимальное выгорание, % т.а.	11,1	~12	14 – 15	17 – 18	~20	~10	12 – 15	17 – 18	~14	~17	~20
Максимальная повреждающая доза, сна	82	~90	~110	~135	~160	92	110 – 135	155 – 160	~140	~170	~200

Таблица 2

Содержание элементов в современных конструкционных сталях, % вес.

Марка стали	C	Cr	Ni	Mn	Mo	Nb	Ti	Si	P	B	V
AS/AC	0,06	17,0	14,0	2,0	3,0	-	0,35	0,7	<0,04	0,003	-
	0,08	17,0	15,5	2,0	2,5	-	0,5	0,6	<0,02	0,003	-
	0,10	15,0	15,1	1,7	1,2	-	0,45	0,61	<0,03	0,006	-
ADVAS/AC	0,07	11,7	25,5	-	1,8	-	0,45	0,7	0,008	0,006	-
	0,06	15,0	20,0	-	2,5	0,1	0,25	0,75	0,03	0,004	0,15
	0,09	16,0	19,0	2,0	2,5	0,4	0,35	0,6	0,03	0,005	-
FMS/ФМС	0,1	8,8	0,18	0,5	1,1	-	-	-	-	-	-
	0,15	13,5	0,30	<0,8	-	0,55	-	<0,5	<0,025	0,001	-
	0,06	12,0	1,6	0,6	1,0	<0,05	-	0,3	<0,015	-	-
ADVFS/УФМС	0,09	8,7	0,12	0,5	0,9	0,1	0,004	0,3	-	-	0,2
	0,06	12,0	1,6	0,3	0,8	<0,05	-	0,15	<0,015	-	-
	0,18	12,0	<0,1	0,8	<0,05	<0,01	0,3	0,5	-	0,006	1,0
	0,21	12,5	0,8	0,8	0,6	0,3	0,06	0,3	-	0,006	0,3
	0,1	12,0	-	-	-	-	0,4	-	-	3,0 W +0,25 Y, O ₃	-
FM-ODS/ФМС-ДУО	0,1	14,0	-	-	-	-	0,4	-	-	3,0 W +0,25 Y, O ₃	-
	0,1	20,0	-	-	-	-	0,5	-	-	0,5 Al +0,50 Y, O ₃	-
	0,13	9,0	-	-	-	-	0,2	-	-	2,0W +0,35 Y, O ₃	-
	0,03	12,0	-	-	-	-	0,3	-	-	2,0W +0,23 Y, O ₃	-
	0,15	14,0	0,3	0,6	1,8	0,55	0,3	0,6	0,002	0,004B +0,25Y, O ₃	-

Таблица 3

Максимальные параметры экспериментальных ТВС реактора БН-600

Тип Акз	Материалы элементов ЭТВС		Топливо	Количество ЭТВС, шт.		Выгорание топлива,% т.а.			Повреждающая доза, сна		
	Чехол	Оболочки		ЗМО	ЗСО	ЗМО	ЗСО	ЗМО	ЗСО	ЗМО	ЗСО
01	ЭП-172 х.д.	ЗИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	2	-	6,3	-	-	50	-	-
	ЭП-450	ЗИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	63	-	7,6	-	7,0	62	-	40
	ЗИ-448	ЗИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	21	-	9,4	-	-	76	-	-
	08X16H11M3T х.д.	ЗИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	12	-	8,6	-	-	74	-	-
	05X12H2M	ЗИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	11	-	6,7	-	-	76	-	-
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	3	-	11,1	-	-	88	-	-
	ЭП-823	ЗИ-847 х.д.	UO ₂ -таблеточное	2	-	7,5	-	-	53	-	-
01M	ЭП-450	ЭП-172 х.д.	UO ₂ -таблеточное	28	22	9,3	10,8	11,7	81	87	84
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	12	15	8,1	9,6	10,1	64	74	67
	05X12H2M	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	4	4	7,7	8,4	8,7	61	61	57
	08X16H11M3T х.д.	ЭП-172 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -вибро	2	-	9,6	-	-	77	-	-
	05X12H2M	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -вибро	3	-	9,5	-	-	69	-	-
	ЭП-450	ЭП-172 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -таблеточное	2	-	10,3	-	-	69	-	-
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -таблеточное	2	-	10,3	-	-	69	-	-
	ЭП-823	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	3	-	7,4	-	-	60	-	-
	05X12H2M	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	4	-	10,3	-	-	76	-	-
	ЭП-450	ЭП-172 х.д.	UO ₂ -таблеточное	2	-	10,2	-	-	69	-	-
01M1	ЭП-450	ЭП-450+ЧС-68 х.д.	UO ₂ -таблеточное	3	-	9,4	-	9,4	78	-	61
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -таблеточное	8	8	11,8	11,4	-	79	77	-
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -таблеточное	-	5	10	8,9	9,0	-	68	69
	05X12H2M	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -вибро	-	3	-	10,6	-	-	78	-
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -вибро	3	3	9,0	10,2	-	62	77	-
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.	UO ₂ -PuO ₂ -вибро	3	-	9,8	-	10,0	81	-	74
	ЭП-450	ЧС-68 х.д.+ЭК-164х.д.	UO ₂ -таблеточное	1	-	9,1	-	10,7	77	-	74
	ЭП-450	ЭК-164х.д.	UO ₂ -таблеточное	2	2	-	-	-	-	-	-
	Облучаются										

Проектные и фактические максимальные значения выгорания топлива и повреждающей дозы для штатных ТВС АкЗ 01М1 и 01М2

Тип ТВС	Проектные АкЗ 01М1		Проектные АкЗ 01М2		Фактические АкЗ 01М1		Фактические АкЗ 01М2	
	Доза, сна	Выгорание, %т.а.	Доза, сна	Выгорание, %т.а.	Доза, сна	Выгорание, % т.а.	Доза, сна	Выгорание, % т.а.
ЗМО	75	9,0	82	10,0	94	11,2	83	9,6
ЗСО	72	9,5	79	10,6	86	11,3	77	10,2
ЗБО	69	10,0	75	11,2	78	11,4	74	10,9

пособность активной зоны БН-600 в целом, является оболочка твэла, материалом которой является аустенитная сталь ЧС68-ИД х.д. Многолетними материаловедческими исследованиями этой стали установлено, что принятые для активной зоны 01М2 параметры облучения близки к предельно допустимым. Для испытанных отечественных материалов оболочек твэлов повреждающая доза ~90 сна является предельным состоянием.

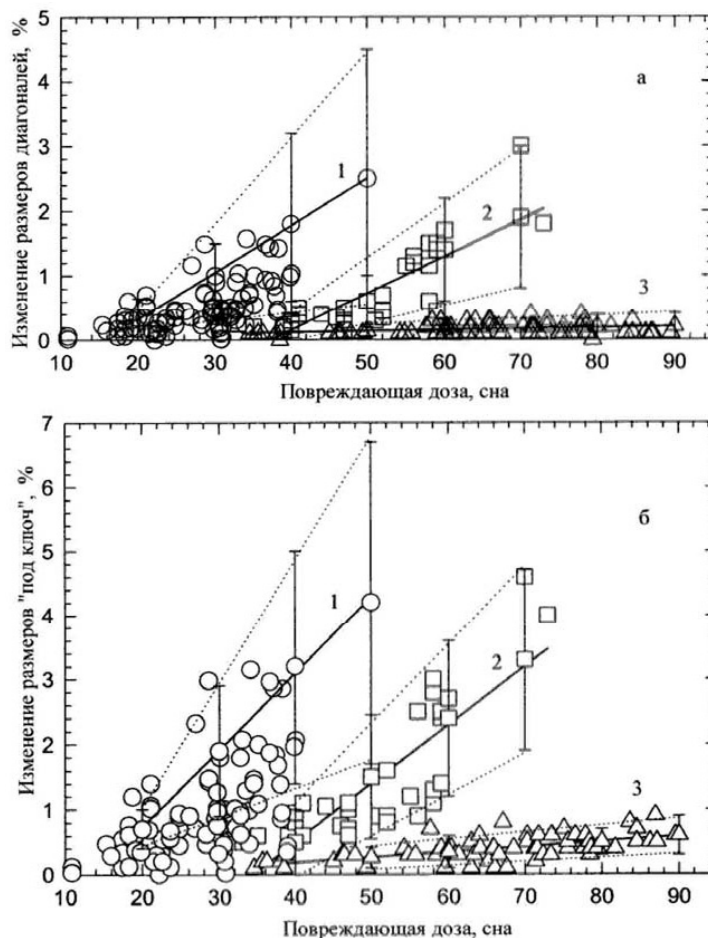


Рис. 1. Формоизменение чехловых труб штатных ТВС активных зон 01 (1), 01М (2) и 01М1 (3) в зависимости от повреждающей дозы при температурах максимального изменения: 1 – 08Х16Н11М3м.т.о; 2 – 08Х16Н11М3Т х.д., 3 – ЭП-450

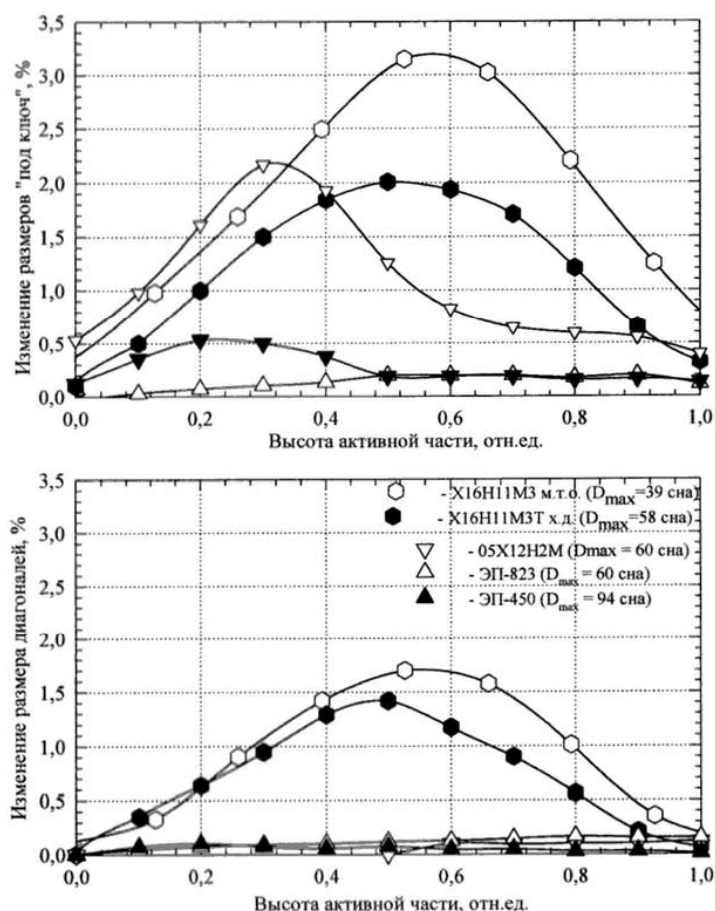


Рис. 2. Изменение поперечных размеров чехловых труб в зависимости от высоты активной зоны (температуры облучения и повреждающей дозы)

Для решения ближайшей задачи – увеличения ресурса ТВС зоны малого обогащения (ЗМО) реактора БН-600 до 592 эфф.сут намечены работы по дальнейшему совершенствованию стали ЧС68-ИД х.д. Перспектива достижения повреждающей дозы ~90 сна, обеспечивающей выгорание топлива ~12% т.а., заключается в реализации ресурса служебных свойств оболочек из стали ЧС68-ИД х.д., который ярко проявляется в особенностях радиационного распухания при высоких повреждающих дозах (рис. 3). Пути решения этой задачи намечены и оформлены соответствующими решениями, предусматривающими осуществление послеексплуатационного контроля работоспособности реперных, комбинированных экспериментальных и штатных ТВС. В последнее время закончены послереакторные исследования трех из семи реперных ТВС первой партии, одной из комбинированных ЭТВС и двух штатных ТВС. В реакторе облучаются четыре реперные ТВС второй партии с оболочками твэлов из стали ЧС68-ИД х.д. с регламентированным содержанием углерода, титана и кремния со штатной и повышенной степенью холодной деформации в пределах требований действующих ТУ.

Работы по достижению выгорания 14–15% т.а. ведутся по направлению внедрения для изготовления оболочек твэлов следующих сталей.

– Аустенитная комплексно-легированная сталь 07X16H19M2Г2БТР (ЭК164-ИД х.д. – аналог зарубежной стали PNC1520). В реакторе БН-600 облучены две ком-

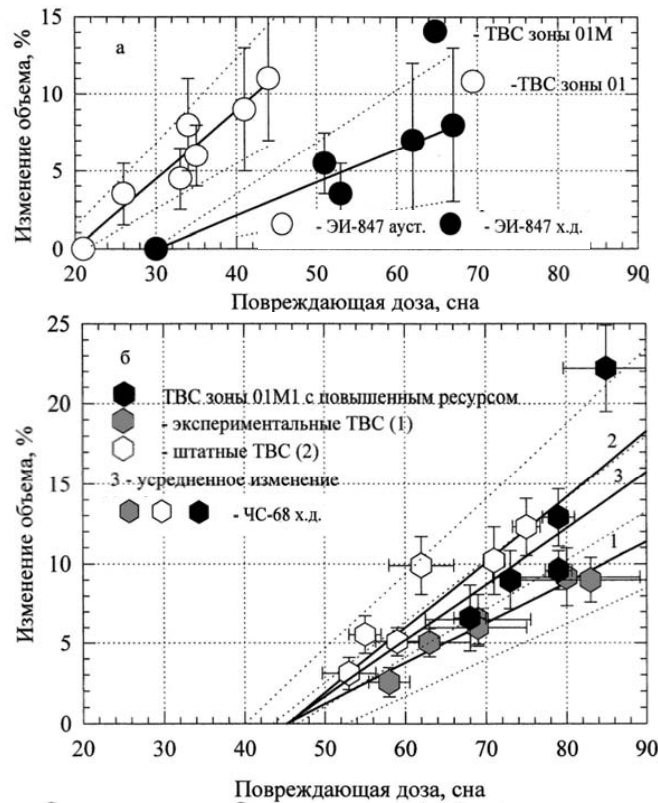


Рис. 3. Радиационное распухание оболочек твэлов активных зон 01, 01М (а), 01М1 (б) в зависимости от повреждающей дозы в интервале температур облучения 460–500°С

бинированные экспериментальные ТВС (ЭТВС), в составе которых наряду с твэлами, укомплектованными оболочками из штатной стали ЧС68 – ИД х.д., содержатся твэлы с оболочками из стали ЭК164-ИД х.д. Сборки отработали без замечаний. Проведены послереакторные исследования одной из них. В конце 2006 г. изготовлены шесть опытных ЭТВС, полностью укомплектованные твэлами с оболочками из стали ЭК164-ИД х.д. Практически закончены их реакторные испытания. Получение результатов послереакторных исследований запланировано на 2012 г.

Ферритно-мартенситная сталь ЭП-450. Для обоснования возможности применения стали ЭП-450 в качестве материала оболочек твэлов облучена первая опытная партия из пяти ЭТВС, оболочки периферийного ряда которых изготовлены из этой стали, оболочки центральных – из штатной стали ЧС68-ИД х.д. ЭТВС отработав 558 эфф.сут достигли максимальные значения выгорания топлива 8,8–9,4% т.а., повреждающей дозы 61–77 сна, температуры оболочек периферийных твэлов 600–630°С с учетом факторов перегрева. В результате исследований твэлов трех ЭТВС установлено практическое отсутствие формоизменения оболочек из стали ЭП-450 (рис. 4). Проведены материаловедческие исследования двух ЭТВС, одна из которых имела максимальное выгорание топлива и хранилась в бассейне выдержки (БВ) два года, вторая ЭТВС находилась в БВ четыре года. В первом случае выявля-



Рис. 4. Пучок твэлов с оболочками из сталей ЭП-450 (1) и ЧС-68 х.д. (2)

на разгерметизация десяти твэлов с оболочками из стали ЭП-450, происшедшая после передачи сборки на разделку в «горячую» камеру БН-600. Во втором случае разгерметизации не было. Третья ЭТВС после десятилетнего пенального хранения в БВ в настоящее время находится в стадии проведения контроля в «горячей» камере БН-600. По предварительным данным в ее составе имеется не менее трех негерметичных твэлов, выход газа из одного из которых зафиксирован при извлечении пучка твэлов из чехла. Внешний вид оболочек этой ЭТВС приведен на рис. 5. На трех твэлах ЭТВС, хранившейся два года в бассейне выдержки, на участках с температурой облучения 400–450°C, повреждающей дозой 35–55 сна и выгоранием топлива 5,0–6,5% т.а. в местах контакта с дистанционирующей лентой и чехлом ЭТВС выявлены сквозные дефекты. Их типичный вид представлен на рис. 6. Однозначно причины такого поведения оболочек твэлов из стали ЭП-450 не установлены.

Считается нецелесообразным использование стали ЭП-450 для изготовления оболочек твэлов реакторов БН-600, БН-800 и БН-К. Основными причинами такой позиции являются

- недостаточная жаропрочность оболочек из этой стали при существующих размерах твэлов и их теплофизических параметрах, снижение которых невозможно вследствие технико-экономических требований к поддержанию номинальной мощности энергоблока;
- появление контакта топлива с оболочкой при выгораниях выше ~10% т.а.;
- недостаточная стойкость оболочек к коррозии в водных средах при хранении отработавших ТВС.

Проработанных конструкционных материалов на выгорание топлива 17–18% т.а. в настоящее время нет.

Таким образом, в настоящее время насущные потребности развития направления быстрых реакторов объективно сокращают перечень перспективных оболочечных материалов до двух классов: ADVAS/УАС и FM-ODS/ФМС-ДУО (табл. 2).

Временной цейтнот, в котором в последнее пятилетие оказались разработчики отечественных конструкционных материалов ТВС, обусловлен необходимостью получения практически значимых результатов в рамках современных программ развития энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах. Для реакторных испытаний новых материалов требуется значительное время для облучения до высоких повреждающих доз и выгорания топлива. Полный цикл форсированных испытаний ТВС для достижения штатных параметров эксплуатации с последующим



Рис. 5. Внешний вид оболочек из стали ЭП-450 после 10-летнего пенального хранения

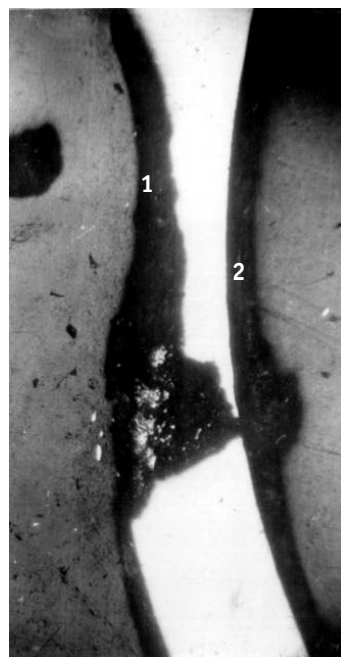


Рис. 6. Профиль сквозного дефекта оболочки на участке нижнего торцевого экрана: 1 – наружная поверхность, 2 – внутренняя поверхность

расхолаживанием сборки и послереакторными исследованиями ее элементов занимает около пяти лет. В этих условиях предпочтение следует отдавать НИОКР по внедрению материалов, которые уже отобраны в результате многолетних поисковых работ и которые способны удовлетворить современным требованиям безопасной эксплуатации быстрого реактора большой мощности. По нашему мнению, такими приоритетными работами следует считать совершенствование аустенитных сталей ЧС-68 х.д., ЭК-164 х.д. и поэтапное их внедрение на БН-600, поскольку ФМ-ДУО-стали следует рассматривать на глубокое выгорание топлива в далекой перспективе. Первые образцы отечественных ФМ-ДУО-сталей поставлены на облучение в составе материаловедческих сборок БН-600 в 2010 г.

Литература

1. *Ошканов Н.Н.* Планирование топливной кампании при фиксированном цикле работы АЭС// Атомная энергия. – 2001. – Т. 91. – Вып. 6. – С. 488-489.
2. *Fromont M.* PHENIX status and French SFR Demonstrator program/Proc. of the 17th WG1 meeting of CEA (CEA – Nuclear Energy Division)-ROSATOM collaboration, Dimitrovgrad, November 14-15, 2006.
3. *Muehling G., Brown C., Languille A.* General of R&D on «Fuels and Materials» in Europe/Proc. Specialist Meeting on Cladding and Materials, Obninsk 1992.
4. *Hamada M.* Present Status of Core and Fuel Design for Demonstration Fast Breeder Reactor/Proc. Japan-Russian Seminar on Study of Reactor Irradiation Effect on FBR Structural Materials. Obninsk 1992.
5. *Shibahara I., Nomura S. and Shikakura S.* Alloy Design and Irradiation Performance of Advanced Austenitics/Proc. Japan-Russian Seminar on Study of Reactor Irradiation Effect on FBR Structural Materials, Obninsk, 1992, 15 p.
6. *Seran J.L., Fromont M. et al.* CEA program on ODS materials/Proc. of the 17th WG1 meeting of CEA-ROSATOM collaboration, Dimitrovgrad, November 14-15, 2006.
7. *Kaito T., Ukai S., Ohtsuka S. and Nfrita T.* Development of ODS Ferritic Steel Cladding for the Advanced Fast Reactor Fuels/Proceedings of GLOBAL 2005, Tsukuba, Japan, Oct 9-13, 2005, Paper No. 196 p.

Поступила в редакцию 14.10.2010

УДК 621.039.5

Software Development in Support of the Fast Reactor Operation \E.V. Seleznyov, A.A. Belov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 13 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 17 titles.

Since 1987 up to now at the Beloyarsk NPP the software package named Hephaestus has been used to justify the safety of the fuel loadings. The ways to further develop the operational software have been presented in the Federal target programme named «New generation nuclear energy technologies...».

УДК 621.039.54

Experience and Perspectives of the BN-600 Reactor Core Upgrade \B.A. Vasilev, N.G. Kuzavkov, O.V. Mishin, A.A. Radionychева, M.R. Farakshin, Yu.K. Bibilashvili, Yu.A. Ivanov, A.V. Medvedev, N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, L.M. Zabudko, V.I. Matveev, Yu.S. Khomyakov, V.A. Chyorny; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 5 tables, 3 illustrations. – References, 10 titles.

The results of three modifications of the BN-600 reactor core are presented. The measures taken to increase the burnup and extend the period between refuellings are reviewed. The prospective measures on further improvement of the operational characteristics of the core are proposed.

УДК 621.039.543.4: 621.039.543.6

Structure of the Pelletized Oxide Fuel and its Corrosive Action on the BN-600 Reactor Fuel Cladding \E.A. Kinev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 5 titles.

The behavior of the structural materials of three modifications of the BN-600 reactor core is presented. The change in the condition of the structural steel with various burnup values is shown. The properties of the cladding steel of various types are compared.

УДК 621.039.53

Main Results of Operation of the Structural Materials in the BN-600 Reactor Cores \M.V. Bakanov, V.V. Maltsev, N.N. Oshkanov, V.V. Chuev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 10 pages, 4 tables, 6 illustrations. – References, 7 titles.

The main results of research into structural materials of the test and standard fuel sub-assemblies as achieved stage by stage as they are introduced for the increase of the fuel burnup in the BN-600 reactor cores are reviewed.

УДК 621.039.54

Main Results of Inspection of the Serviceability of the Fuel Pins Clad with the New Generation Austenitic Steels \M.V. Bakanov, V.V. Maltsev, N.N. Oshkanov, V.V. Chuev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 7 titles.

The methodology of the post-irradiation inspection of the serviceability of the fuel pins as carried out on the basis of the experience accumulated from the mass primary post-irradiation examination of the condition of the spent BN-600 reactor fuel pins is presented.

УДК 669.14.018.8: 548.4: 621.039.531

Radiation Flaws in Austenitic Steels Induced by Neutron Irradiation and their Effect on the Physical and Mechanical Properties \A.V. Kozlov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 15 pages, 3 tables, 13 illustrations. – References, 16 titles.

Research into the radiation flaws developing in austenitic steels during neutron irradiation in the wide range of temperatures and neutron exposure doses has allowed their evolution during cryogenic, low- and intermediate temperature irradiation to be depicted from the united positions.