

Опыт использования активной зоны реактора БН-600 для целей экспериментального облучения

С.Б. Белов¹, Б.А. Васильев¹, А.А. Радионичева¹, М.Р. Фаракин¹, А.М. Тучков²

¹ АО «ОКБМ Африкантов»,
603074 Россия, г. Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, 15

² Белоярская АЭС,
624250 Россия, Свердловская обл., г. Заречный, а/я 149

Реферат. Статья посвящена накопленному опыту использования активной зоны действующего реактора на быстрых нейтронах БН-600 для целей экспериментального облучения, которое проводилось по многим направлениям. Представлена информация по различным типам экспериментальных сборок. С целью повышения выгорания уранового топлива постоянно велась работа по освоению новых типов конструкционных материалов для оболочек твэлов и чехлов ТВС. Это позволило провести три модернизации активной зоны и планировать дальнейшее увеличение топливной кампании. В составе материаловедческихборок обеспечивалось облучение испытательных образцов 12% хромистых, ФМ- и ДУО-сталей. Проведены реакторные испытания и материаловедческие исследования в рамках работ по продлению срока эксплуатации реактора до 60-ти лет. Большой объем реакторных испытаний проводился с целью обоснования работоспособности разного типа смешанного оксидного уран-плутониевого топлива – таблеточного и виброуплотненного. К настоящему времени также получены результаты экспериментального облучения в составе ЭТВС нового вида топлива – смешанного нитридного уран-плутониевого. Имеется значительный опыт облучения в реакторе экспериментальных облучательных устройств для наработки изотопов промышленного (⁶⁰Co) и научного (³⁷Ar) назначения, а также экспериментальных поглощающих стержней СУЗ с новыми конструкторскими решениями и материалами. При организации реакторных испытаний экспериментальныхборок использовались основные подходы при размещении их в активной зоне. Особое внимание уделялось анализу их влияния на безопасность реактора и параметры эксплуатации штатныхборок.

Ключевые слова: БН-600, активная зона, реакторные испытания, конструкционные материалы, экспериментальная сборка, материаловедческая сборка, смешанное оксидное уран-плутониевое (МОКС) топливо, смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП) топливо, БН-800, БН-1200, БРЕСТ, облучательная сборка, параметры облучения, наработка изотопов, стержни СУЗ.

Для цитирования: Белов С.Б., Васильев Б.А., Радионычева А.А., Фаракин М.Р., Тучков А.М. Опыт использования активной зоны реактора БН-600 для целей экспериментального облучения. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2025;3:133–152. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.10>

Введение

Реактор БН-600 является промышленным энергетическим реактором на быстрых нейтронах и успешно эксплуатируется с 1980 г. Уникальное сочетание параметров (большая плотность потока нейтронов при его жестком спектре, высокая температура малоагрессивного теплоносителя, режим перегрузки топлива) делают реактор весьма привлекательным для проведения реакторных испытаний новых видов топлива и конструкционных материалов, а также для опытной наработки изотопной продукции.

Накоплен огромный опыт использования активной зоны реактора БН-600 для целей экспериментального облучения. На протяжении более 35-ти лет в реакторе облучались различные типы экспериментальных сборок:

- экспериментальные ТВС (ЭТВС) с новыми видами топлива и конструкционных материалов оболочек твэлов и чехловых труб;
- экспериментальные поглощающие стержни СУЗ с новыми конструкторскими решениями и материалами;
- материаловедческие сборки для облучений испытательных образцов из новых конструкционных материалов;
- экспериментальные облучательные устройства для наработки изотопов промышленного (^{60}Co) и научного (^{37}Ar) назначения.

Всего за время эксплуатации реактора облучено около 115-ти ЭТВС для подтверждения работоспособности ТВС с новыми топливными и конструкционными материалами, девять материаловедческихборок с испытательными образцами из новых конструкционных материалов, 32 сборки для наработки изотопов научного и технологического назначения. Часть этих облучений выполнялась также и для прямой или косвенной поддержки иностранных исследовательских программ.

Экспериментальное обоснование работоспособности конструкционных материалов и твэлов в реакторе БН-600, в основном, проводилось в обеспечение повышения эксплуатационных характеристик действующих реакторов БН-600 и БН-800, проектируемых коммерческого реактора БН-1200 и опытно-демонстрационного реактора БРЕСТ-ОД-300.

Испытания ТВС для обоснования увеличения кампании активной зоны реактора БН-600

Для повышения эксплуатационных характеристик активной зоны на реакторе БН-600 постоянно велась работа по повышению выгорания используемого штатного оксидного уранового топлива. Опыт эксплуатации реактора показал, что основным фактором, определяющим допустимое выгорание топлива, является радиационная стойкость конструкционного материала оболочек твэлов.

Первоначально используемая сталь ЭИ-847 в аустенизированном состоянии допускала максимальную повреждающую дозу 44 сна, что ограничивало допустимое выгорание топлива 5,2% т.а. в ЗМО и 7,2% т.а. в ЗБО. В 1986 – 1987 гг. была проведена модернизация активной зоны с увеличением ее высоты с 75 до 100 см и переходом на холоднодеформированную сталь ЭИ-847 для оболочек твэлов с увеличением допустимой повреждающей дозы до 54 сна. Предварительно было проведено облучение соответствующих экспериментальных ТВС [1].

Дальнейшие экспериментальные исследования проводились по применению на оболочках твэлов стали ЧС-68 х.д. с одновременным применением на чехлах ТВС ферритно-мартенситной стали ЭП-450 вместо первоначально использованной стали Х16Н11М3Т [2, 3]. Вторая модернизация активной зоны с этими конструкционными материалами, обеспечивающими достижение повреждающей дозы 75 сна и максимального выгорания 10% т.а., была проведена в период 1991 – 1993 гг. Разработанные затем дополнительные технологические решения по повышению радиационной стойкости оболочек твэлов из стали ЧС-68 х.д. также были проверены путем облучения в реакторе БН-600 экспериментальных ТВС. Их реализация позволила повысить допустимую повреждающую дозу до 87 сна, максимальное выгорание – до 11,8% т.а. [4].

За период 2017 – 2019 гг. активная зона переведена на работу с использованием твэлов с оболочками из более радиационно стойкой стали аустенитного класса ЭК164-ИД вместо ЧС68-ИД, что позволит в перспективе увеличить топливную кампанию с целью повышения выгорания топлива до ~ 15% т.а.

Освоение новой стали ЭК164-ИД х.д. началось с 2006 г. Первоначально в составе двух комбинированных ТВС были испытаны лишь несколько твэлов с оболочками из этой стали. Затем облучение продолжилось в опытных ТВС, полностью укомплектованных твэлами с оболочками из стали ЭК164-ИД х.д. Для снижения распухания оболочек твэлов технология производства оболочечных труб прошла три этапа усовершенствования, что привело к улучшению функциональных свойств этой стали (длительной прочности и ползучести, снижению распухания, повышению остаточной прочности и пластичности). Всего было облучено 16 опытных ТВС с разным ресурсом: штатным проектным 4 МК и увеличенным 5 – 6 МК. При этом достигнуты максимальное выгорание топлива 14,7% т.а., повреждающая доза 108 сна [5].

Реакторные испытания опытных ТВС и результаты послереакторных исследований экспериментально подтвердили работоспособность твэлов из стали ЭК164 и позволили осуществить перевод активной зоны на использование для оболочек твэлов данной стали.

В настоящее время реактор эксплуатируется с активной зоной 01М2 с кампанией 592 эфф. сут с четырехкратной схемой перегрузки при использовании для оболочек твэлов стали ЭК164-ИД х.д. с максимальной глубиной выгорания уранового топлива 11,8% т.а. [6].

Для обоснования работоспособности твэлов при более высоких параметрах эксплуатации для перспективной активной зоны с увеличенной кампанией до ~ 800 эфф. сут продлено облучение трех штатных ТВС до 5 – 6 МК. Достигнуты максимальные параметры: выгорание топлива 14,8% т.а. и повреждающая доза 113,7 сна.

По результатам реакторных испытаний и послереакторных исследований прогнозные значения предельной допускаемой повреждающей дозы для оболочек твэлов из стали ЭК164 составляют 115 – 120 сна.

Облучение новых конструкционных материалов в составе материаловедческих сборок

Цель разработки и реакторных испытаний материаловедческих сборок – обеспечение высокодозного и высокотемпературного облучения специальных образцов сталей и исследование свойств облученных конструкционных материалов.

На реакторе БН-600 накоплен большой опыт по облучению материаловедческих сборок (МС) разной конструкции. Среди них можно выделить два основных типа:

- материаловедческая сборка с выемным контейнером (ВК) и 96-ю штатными урановыми твэлами, устанавливаемая в ячейку ЗМО – в область максимального нейтронного потока, где обеспечивается максимальная скорость набора повреждающей дозы; для размещения материаловедческих образцов из штатной ТВС ЗМО изымается часть твэлов в центральной части пучка и устанавливается гильза для размещения выемного контейнера с образцами; перестановка ВК из одной несущей ТВСМ с ограниченным ресурсом в другую обеспечивает длительное поэтапное облучение образцов;
- материаловедческая сборка без выемного контейнера при отсутствии урановых твэлов, устанавливаемая в ячейку БЗВ – область с необходимой скоростью набора повреждающей дозы. Для размещения образцов полностью используется все внутреннее пространство чехловой трубы МС.

Поперечное сечение материаловедческих сборок разного типа представлено на рис. 1.

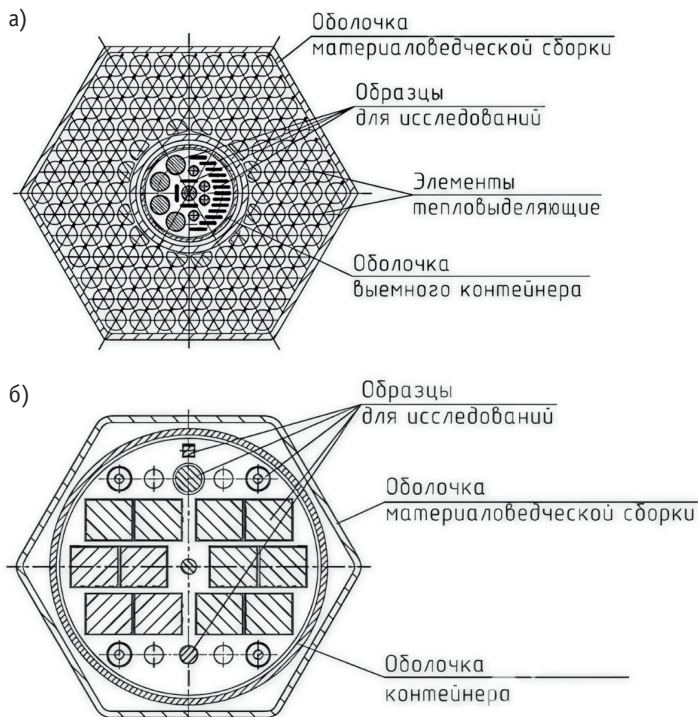


Рис. 1. Поперечное сечение материаловедческих сборок разного типа: а) МС с выемным контейнером; б) МС без выемного контейнера

За весь период эксплуатации реактора облучено девять материаловедческих сборок с испытательными образцами из новых типов сталей.

Первые три МС были облучены в период 1989–1992 гг. Две из них облучались в течение двух микрокампаний (330 эфф. сут), одна – трех микрокампаний (402 эфф. сут) [7].

В период 2010–2013 гг. были облучены две МС с образцами 12%-ных хромистых сталей (ЭК181 и ЭП450). Реакторные испытания ВК-1 в составе МС-1 продолжались 584,6 эфф. сут (4 МК) до максимальной повреждающей дозы ~ 80 сна. Облучение ВК-2 проводилось в два этапа: последовательно в составе МС-2 и МС-3 в течение 991 эфф. сут (7 МК) до максимальной повреждающей дозы 135,7 сна [8].

В течение 2016–2019 гг. проведены реакторные испытания двух МС с образцами из перспективных сталей ферритно-мартенситного и аустенитного класса, дисперсно-упрочненных окислами (ДУО-сталей) и ферритно-мартенситного класса различных модификаций. Облучение ВК в составе первой МС-ДУО продолжалось 590,3 эфф. сут (4 МК) до максимальной повреждающей дозы 79,5 сна, облучение ВК в составе второй сборки – 1021,5 эфф. сут (7 МК) до дозы 137,6 сна. Результаты экспериментальных исследований необходимы для обоснования работоспособности новых сталей в качестве конструкционных материалов оболочек твэлов реакторов БН [8].

С осени 2022 г. (84 МК) началось облучение МС-2-ФМ с целью обоснования работоспособности ФМ-сталей ЭК181, ЧС139, ЭП823 и ЭП450 ДУО. За четыре микрокампании накоплена повреждающая доза ~ 85 сна. После перегрузки ВК из отработавшей ТВСМ в свежую для продолжения испытаний материаловедческих образцов планируется достижение дозы ~ 169 сна за восемь микрокампаний [8].

Для подтверждения прогнозируемых свойств материала незаменимого оборудования (стали 10Х18Н9 и ее сварного шва) и обоснования его работоспособности в период продленного срока эксплуатации БН-600 до 60-ти лет была разработана материаловедческая сборка с образцами металла из фрагментов ПТО, извлеченного из реактора в апреле 2006 г. [9].

МС-ПТО была установлена на облучение в БЗВ в 2021 г. (82 МК) на семь микрокампаний. Для обеспечения равномерного облучения образцов ПТО сборка разворачивалась вокруг своей оси на 180° после четырех микрокампаний во время перегрузки реактора.

Опыт облучения смешанного оксидного уран-плутониевого топлива

В связи с имевшимися планами перевода реактора БН-600 с уранового на МОКС-топливо и для обоснования МОКС-топлива реактора БН-800 проводились испытания твэлов и с таблеточным, и с виброуплотненным топливом. Состав и параметры работы МОКС-топлива в обоих реакторах близки, а основные геометрические характеристики топлива, кроме того, близки к характеристикам штатного уранового топлива реактора БН-600.

В течение 1988–2013 гг. в реакторе проводился комплекс работ по облучению и послереакторным исследованиям ЭТВС с таблеточным МОКС-топливом (СТТ). Всего испытано 42 ЭТВС с оболочками твэлов из стали ЧС68-ИД х.д. Из них 39 ЭТВС с твэлами конструкции типа БН-600 (с верхним торцевым экраном) и три ЭТВС типа БН-800 с верхней натриевой полостью и отдельным верхним экраном в виде пучка стальных стержней и ПЭЛ, содержащих карбид бора. Всего успешно испытано ~ 5 тыс. твэлов.

Все ЭТВС отработали без замечаний и в течение всего времени облучения оставались герметичными. Проведенные испытания таблеточного МОКС-топлива в реакторе БН-600 показали его высокую надежность [9].

Также проводились реакторные испытания виброуплотненного (СВУТ) МОКС-топлива. Использование СВУТ ранее предполагалось в разрабатываемых гибридных зонах БН-600 и БН-800, а в дальнейшем для полной загрузки в активную зону БН-800. За период 1988-2009 гг. в реакторе БН-600 было облучено 30 ЭТВС со СВУТ с оболочками из сталей ЭП-172 х.д. и ЧС-68 х.д. Шесть ЭТВС со СВУТ были признаны негерметичными. Результаты реакторных испытаний 30-ти ЭТВС позволили сделать вывод о гарантированной работоспособности твэлов с виброуплотненным МОКС-топливом при эксплуатации до выгорания ~9% т.а. при максимальной линейной мощности не более 41 кВт/м [10].

В течение 2011–2013 гг. прошли реакторные испытания еще три ЭТВС с виброуплотненным топливом, изготовленным по усовершенствованной технологии, с целью подтверждения работоспособности твэлов и ТВС реактора БН-800. Данные сборки прошли облучение без разгерметизации.

Максимальные параметры облучения ЭТВС с таблеточным и виброуплотненным МОКС-топливом, достигнутые в реакторе БН-600, приведены в табл. 1.

Таблица 1

Максимальные параметры облучения ЭТВС с МОКС-топливом

Наименование параметра	Значение для типа топлива	
	СТТ	СВУТ
Максимальная линейная нагрузка на твэл, кВт/м	48,6	47,0
Максимальное выгорание,% т.а.	11,8	10,6
Максимальная повреждающая доза, сна	85	80,9
Максимальная температура оболочки, °С	704	703

В различные периоды в активной зоне БН-600 одновременно испытывалось от одной до 14-ти ЭТВС с МОКС-топливом. По условиям ядерной безопасности допустимо испытание одновременно не более 18-ти ЭТВС, поскольку ЭТВС со смешанным топливом имеют повышенную эффективность размножения нейтронов и, соответственно, приводят к повышению запаса реактивности реактора. Размещение ЭТВС соответствовало рекомендациям, сделанным при их разработке: для исключения существенного возмущения нейтронного потока ЭТВС размещались на периферии ЗМО и ЗСО на расстоянии не менее двух ячеек друг от друга и не более шести ЭТВС в каждой из этих зон.

Опыт облучения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива

Основными целями реакторных испытаний нитридного топлива в составе ЭТВС БН-600 являются обоснование работоспособности конструкции твэлов со СНУП-то-

пливом и получение данных для расчетного обоснования их работоспособности при проектных параметрах эксплуатации реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200.

Применение нитридного топлива потенциально может значительно улучшить нейтронно-физические характеристики активных зон, но опыт применения нитридного топлива еще незначителен. С учетом особенностей изменения состояния нитридного топлива по мере выгорания особый акцент при испытаниях уделяется вариациям условий работы твэлов и технологии изготовления топливного сердечника.

Экспериментальное облучение СНУП-топлива в составе ЭТВС в реакторе БН-600 началось с 2013 г. За период 2013 – 2025 гг. облучены 21 ЭТВС со СНУП-топливом с твэлами типа БН-1200 и типа БРЕСТ, проведены послереакторные исследования 19-ти ЭТВС. В настоящее время в активной зоне облучаются семь ЭТВС и три облучательные сборки (ОС) со СНУП-топливом.

На первом этапе реакторных испытаний нитридные твэлы облучались в составе комбинированных ЭТВС. Использовался особенный подход к организации испытаний, когда твэлы с новыми конструкционными или топливными материалами в ограниченном количестве вводятся в состав пучка твэлов из оксидного топлива. Такая комплектация сборки обеспечивает сокращение риска превышения пределов загрязнения первого контура в случае неудачи испытаний, а применение проверенных оболочек твэлов сводит новизну КЭТВС только к применению нового типа топлива в единичных твэлах.

Обоснование работоспособности твэлов со СНУП-топливом реактора БН-1200

Были организованы экспериментальные исследования твэлов со СНУП-топливом. К настоящему времени завершены реакторные испытания и материаловедческие исследования девяти ЭТВС со СНУП-топливом с целью обоснования: четырех комбинированных ЭТВС, содержащих по четыре твэла с нитридным топливом в пучке, и пяти ЭТВС, полностью укомплектованных твэлами с нитридным топливом.

В конструкции трех КЭТВС (КЭТВС-1, КЭТВС-6 и КЭТВС-7) были использованы штатная геометрия пучка твэлов и штатная оболочка БН-600 (6,9×0,4 мм, сталь ЧС68-ИД х.д.). Указанные КЭТВС облучались в ЗСО и ЗБО. Цель испытаний КЭТВС-1 (четыре твэла с нитридным и 123 твэла с урановым топливом) – обоснование безопасности испытаний первой ЭТВС со СНУП-топливом, получение экспериментальных данных по поведению аустенитной оболочки с нитридным топливом, сравнение нитридного топлива с диоксидом урана [11].

По результатам облучения КЭТВС-6 и КЭТВС-7 (их конструкция аналогична КЭТВС-1) получены первые данные по работоспособности СНУП-топлива в зависимости от его выгорания и температуры, а также свойств СНУП-топлива. Использование в конструкции КЭТВС «тонкого» твэла позволило ускоренно достичь целевого выгорания 7,5% т.а. в обоснование последующих испытаний СНУП-топлива.

В конструкции следующих ЭТВС (КЭТВС-2, ЭТВС-4, ЭТВС-8, ЭТВС-10, ЭТВС-12 и ЭТВС-14) использовались твэлы с размерами типа БН-1200 и оболочками из стали ЭК164-ИД х.д. Указанные ЭТВС облучались в ЗБО и БЗВ в зависимости от диаметра твэла в условиях, аналогичных условиям облучения штатных твэлов БН-1200 с воспроизведением целевых параметров эксплуатации [12, 13].

Цель испытаний КЭТВС-2 (четыре твэла с нитридным и 57 твэлов с МОКС-топливом) с оболочкой размером 9,3×0,6 мм – получение сравнительных данных по поведению

МОКС- и СНУП-топлива в твэлах с оболочками из стали ЭК164-ИД х.д в условиях реакторного облучения, а также получение первых результатов испытаний прототипов твэлов типа БН-1200.

Первые результаты испытаний твэлов типа БН-1200 при полной загрузке ЭТВС СНУП-топливом (61 твэл) получены при облучении ЭТВС-4 с оболочкой размером $9,3 \times 0,6$ мм. В ЭТВС-8 и ЭТВС-10 использовались твэлы с новым типоразмером $9,3 \times 0,5$ мм. Цель испытаний этих сборок – обоснование работоспособности твэлов ТВС центральной зоны для первого разработанного проекта активной зоны со СНУП-топливом реактора БН-1200. Достигнуты максимальное выгорание СНУП-топлива 6,0% т.а. и повреждающая доза на оболочку твэла 74 сна.

ЭТВС-12 и ЭТВС-14 с оболочкой твэла типоразмера $10,5 \times 0,5$ мм облучались с целью обоснования твэлов ТВС периферийной зоны для первого разработанного проекта активной зоны со СНУП-топливом. По результатам реакторных испытаний указанных ЭТВС получены первые данные в обоснование данного типоразмера твэла. Достигнуты максимальное выгорание СНУП-топлива 8,2% т.а. и повреждающая доза на оболочку твэла 106 сна.

Все девять ЭТВС со СНУП-топливом, которые были облучены в реакторе БН-600, прошли послереакторные исследования.

Продолжается облучение трех ЭТВС (ЭТВС-26, ЭТВС-27, ЭТВС-28) и одной КЭТВС-25 с твэлами типоразмера $9,2 \times 0,55$ мм с целью достижения выгорания топлива более 9% т.а.

Обоснование работоспособности твэлов со СНУП-топливом опытно-демонстрационного реактора БРЕСТ-ОД-300

Дополнительной спецификой данных испытаний являются новые размеры оболочек твэлов и применение для них нетипичного для реакторов БН оболочечного материала – ферритно-мартенситной стали ЭП823. К настоящему времени завершены реакторные испытания 12 ЭТВС со СНУП-топливом с целью обоснования работоспособности твэлов реактора БРЕСТ: одной комбинированной ЭТВС, содержащей четыре нитридных твэла в пучке, и 11 ЭТВС, полностью укомплектованных твэлами со СНУП-топливом.

Первые испытания прототипов твэлов БРЕСТ типоразмера $9,7 \times 0,5$ мм из стали ЭП823-Ш начались также в составе комбинированной сборки – КЭТВС-3 (четыре твэла с нитридным и 57 твэлов с урановым топливом). Получены сравнительные результаты испытаний уранового и СНУП-топлива [11].

Первые результаты испытаний твэлов типа БРЕСТ при полной загрузке ЭТВС СНУП-топливом (61 твэл) получены при облучении ЭТВС-5 и ЭТВС-9 с оболочкой размером $9,7 \times 0,5$ мм. Цель испытаний этих сборок – обоснование работоспособности твэлов ТВС центральной зоны первой загрузки БРЕСТ-ОД-300. Значения достигнутых параметров эксплуатации нитридных твэлов были невысокими: выгорание ~ 4% т.а. и повреждающая доза ~ 50 сна. В аналогичной по конструкции сборке ЭТВС-11, которая облучалась более длительное время (10 микрокампаний), было достигнуто рекордное выгорание СНУП-топлива 9% т.а. и повреждающая доза – 108,2 сна [11].

ЭТВС-13 и ЭТВС-15 с оболочкой твэла типоразмера $10,5 \times 0,5$ мм облучались с целью обоснования твэлов ТВС периферийной зоны первой загрузки реактора БРЕСТ. ЭТВС-13 была преждевременно выгружена по причине обнаруженной негерметичности по газу. По результатам реакторных испытаний ЭТВС-15 получены первые данные

в обоснование данного типоразмера твэла. Достигнута максимальное выгорание СНУП-топлива 8,7% т.а. и повреждающая доза на оболочку твэла ~ 113 сна [12, 13].

Указанные ЭТВС облучались в БЗВ в условиях, аналогичных условиям облучения штатных твэлов БРЕСТ с воспроизведением целевых параметров эксплуатации.

В конструкции следующих трех ЭТВС (ЭТВС-16, ЭТВС-17, ЭТВС-18) была использована штатная геометрия пучка твэлов и размер оболочки БН-600 (6,9×0,4 мм) с использованием стали ЭП823-Ш. Данные сборки облучались в ЗМО в большем нейтронном потоке с целью ускоренного получения в «тонком» твэле выгорания СНУП-топлива 7,5% т.а.

Все девять указанных ЭТВС прошли послереакторные исследования.

Для испытаний твэлов со СНУП-топливом при использовании таблеток с фасками были разработаны и облучены ЭТВС-22, -23, -24, содержащие по четыре таких твэла в пучке. В последующих трех сборках ЭТВС-30, -31, -32 все твэлы содержат таблетки с фасками. В настоящее время продолжаются реакторные испытания ЭТВС-30 и ЭТВС-31.

Максимальные достигнутые параметры облучения твэлов со СНУП-топливом в составе ЭТВС реактора БН-600 приведены в табл. 2 для различных типов твэлов.

Таблица 2

Максимальные параметры облучения твэлов со СНУП-топливом

Наименование параметра	Значение для твэла					
	типа БН-1200			типа БРЕСТ		
Диаметр оболочки твэла, мм	6,9	9,3	10,5	6,9	9,7	10,5
Тип стали оболочки твэла	ЧС68	ЭК164	ЭК164	ЭП823	ЭП823	ЭП823
Максимальная линейная нагрузка на твэл, кВт/м	39,3	47,2	44,9	39,9	43,3	41,1
Максимальное выгорание, % т.а.	7,5	6,0	8,2	7,5	9,0	8,7
Максимальная повреждающая доза, сна	74	74	106	81,3	108,2	112,6
Максимальная температура оболочки, °С	695	674	666	670	662	649

Реакторные испытания СНУП топлива в составе облучательныхборок для достижения глубокого выгорания

Основной целью разработки и проведения реакторных испытаний облучательныхборок (ОС) является подтверждение возможности достижения глубокого выгорания СНУП-топлива. Ограничение по количеству испытываемых твэлов с нитридным топливом в ОС обеспечивает ограничение радиационных последствий в случае разгерметизации твэлов с нитридным топливом.

Для возможности экспериментального облучения нитридных твэлов в течение длительного времени разработаны облучательные сборки двух типов, в конструкции которых использованы новые технические решения [14].

Первый тип облучательной сборки – ОС с выемным контейнером, по конструкции аналогичная МС с ВК. ОС состоит из сборки тепловыделяющей облучательной (ТВСО) с 96-ю штатными урановыми твэлами ЗБО и ВК, который размещается в гильзе. Внутри ВК содержатся три экспериментальных твэла $\varnothing 6,9$ мм со СНУП-топливом. В связи с повышенными параметрами облучения нитридных твэлов приняты дополнительные меры предосторожности – твэлы размещены внутри ампул, заполненных реакторным натрием, что позволяет исключить выход фрагментов топлива за пределы ампулы в случае разгерметизации испытываемого твэла и контакта топлива с теплоносителем.

Использование «тонких» твэлов с размещением ОС в активной зоне обеспечивает более высокую скорость выгорания и ускоренное достижение предельных параметров. Облучение нитридных твэлов осуществляется в два этапа в составе ВК, переставляемого из одной несущей сборки в другую для продолжения облучения.

Второй тип облучательной сборки – ОС специальной конструкции, в которой отсутствуют «штатные» твэлы. Для облучения твэлов более крупного штатного размера $\varnothing 9,2$ мм типа БН-1200М и $\varnothing 9,7$ мм типа БРЕСТ разработана ОС с гетерогенным пучком: 13 ампул с нитридными твэлами и 24 стальных стержня. Использование такой конструкции ОС без ВК позволяет проводить облучение нитридного топлива одним этапом.

Поперечное сечение облучательных сборок разного типа представлено на рис. 2.

С осени 2022 г. (84 МК) начаты реакторные испытания первых двух ОС с ВК – ОС-1 и ОС-2 – с твэлами со СНУП-топливом и оболочками из стали ЭП823-Ш и ЭК164 соответственно. По окончании 87-ой МК завершился первый этап облучения сборок. После перестановки ВК из отработавших ТВСО в свежие испытания будут продолжены. Планируется достижение высокого уровня выгорания СНУП-топлива: в ОС-1 ~11% т.а. и в ОС-2 ~12% т.а.

Первая ОС без ВК – ОС-3 с оболочкой твэла $\varnothing 9,7$ мм из стали ЭП823-Ш облучается в БЗВ с 2024 г. (87 МК) до достижения выгорания топлива ~ 10% т.а. В 2025 г. (89 МК) планируется установка ОС-4 с оболочкой твэла $\varnothing 9,2$ мм из стали ЭК164 для достижения выгорания ~ 9% т.а.

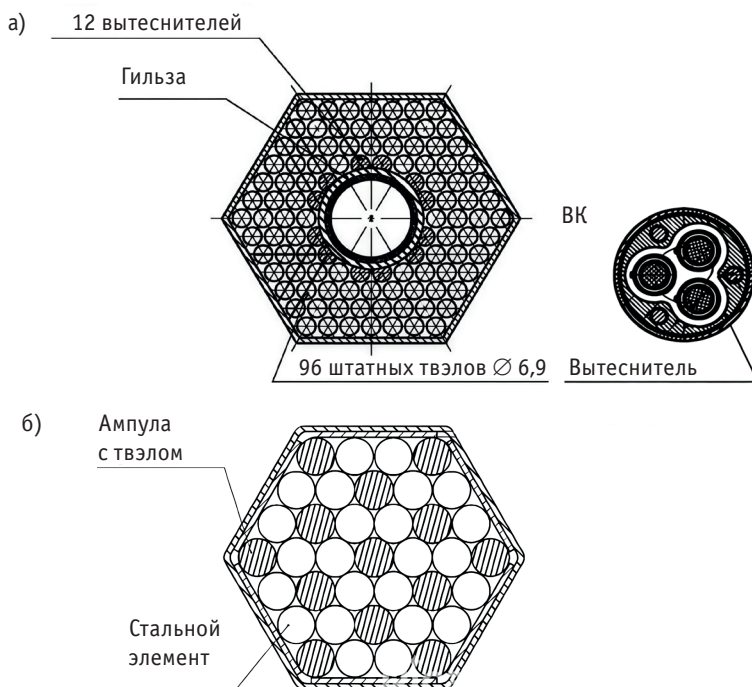


Рис. 2. Поперечное сечение облучательных сборок разного типа: а) ОС с выемным контейнером; б) ОС без выемного контейнера

Наработка изотопов в экспериментальных облучательных устройствах

Имеется значительный опыт облучения в реакторе БН-600 экспериментальных облучательных устройств (ЭОУ), предназначенных для размещения специальных материалов мишеней и облучения их в обычном нейтронном спектре реактора БН или в специально сформированном спектре. Были спроектированы и облучены 11 ЭОУ для наработки ^{60}Co и 21 экспериментальная сборка для наработки ^{37}Ar (ЭСА).

Наработка ^{60}Co проводилась как в отдельных облучательных сборках, так и в составе компенсирующих стержней специальной конструкции.

В 1991 – 1993 гг. (26–29 МК) в боковом экране прошли облучение три одинаковых по конструкции ЭОУ в виде отдельных специальныхборок. Одно из них размещалось в первом ряду БЗВ, а два – во втором ряду БЗВ. В первом ряду достигнута средняя удельная активность ^{60}Co – 92,5 Ки/г за 311 эфф. сут, во втором ряду – 100 и 109 Ки/г за 578 эфф. сут. Суммарная наработка ^{60}Co составила 469 кКи. Нарработка ^{60}Co осуществлялась для изготовления гамма-источников для технических нужд [15].

ЭОУ для наработки ^{60}Co представляло собой сочетание элементов-мишеней с кобальтом, замедляющих элементов с гидридом циркония для смягчения спектра нейтронов и поглощающих элементов с оксидом европия. В качестве мишени использовался изотоп ^{59}Co . Поглотитель, размещенный на периферии ОУ, применялся для снижения утечки тепловых нейтронов за пределы ОУ, наличие которой приводит к росту энерговыделения в соседних сборках.

Поперечное сечение ЭОУ для наработки ^{60}Co показано на рис. 3.

Позднее в 2001–2004 гг. в боковом экране было облучено еще шесть ЭОУ аналогичной конструкции: три сборки в период 42 – 45 МК и три сборки в период 44 – 47 МК. Во всех случаях был получен ^{60}Co со средней удельной активностью 70 – 80 Ки/г [16].

Опытная наработка ^{60}Co в стержнях компенсирующих специальной конструкции была проведена в 1995 – 1998 гг. (33 – 35 МК, 34 – 36 МК). Данная конструкция предусматривала использование в стержне укороченных ПЭЛ с естественным карбидом бора и расположение в нижней освобожденной части поглощающего звена облучательного устройства для наработки кобальта, содержащего замедлитель и ПЭЛ с окисью европия. Эффективность такого стержня КС была на уровне эффективности штатного стержня.

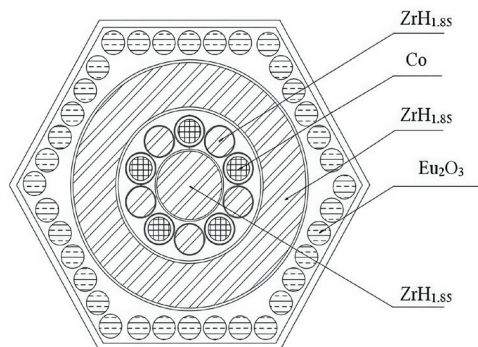


Рис. 3. Поперечное сечение ЭОУ для наработки ^{60}Co

Длительность облучения двух опытных КС составила 449 эфф. сут, наработан ^{60}Co общей активностью 318 кКи со средней удельной активностью 95 Ки/г.

В период с 2002 – 2004 гг. в реакторе облучались специальные облучательные сборки для наработки радиоактивного газа ^{37}Ar , используемого в качестве высокоинтенсивного источника нейтрино. Источники нейтрино были применены для калибровки нейтринных детекторов в Баксанской нейтринной обсерватории на Северном Кавказе в 2004 г. [17].

Для наработки ^{37}Ar внутри сборки размещался нарабатывающий элемент, в котором в качестве материала мишени использовался оксид кальция – таблетки большого диаметра (~ 90 мм).

Испытания проводились в два этапа. На первом этапе в 44-й МК в боковом экране были облучены две ЭСА для уточнения физических характеристик облучения сборок и отработки технологии извлечения нарабатывающего элемента для последующего выделения из него ^{37}Ar . На втором этапе в 46-й МК в боковом экране были облучены 19 ЭСА. В результате облучения 330 кг оксида кальция в высоком спектре нейтронов был получен прототип источника нейтрино активностью ~ 614 кКи [18].

Создание искусственного источника нейтрино путем наработки радиоактивного изотопа в быстром реакторе продемонстрировали новые возможности такой уникальной в мире установки, какой является реактор БН-600.

Новые типы испытаний – трансмутация минорных актинидов

В 2024 г. (87 МК) впервые в реактор была установлена комбинированная ЭТВС со СНУП-топливом (КЭТВС-25), содержащая в своем составе твэлы с добавлением в топливо ^{237}Np . КЭТВС-25 укомплектована твэлами (61 шт.) типа БН-1200 с оболочками из разных типов сталей: аустенитной стали ЭК164 и ферритно-мартенситных сталей ЭК181 и ЧС139. В двух твэлах с оболочками из ФМ-сталей в состав СНУП-топлива входит нептуний (0,1% т.м.).

Реакторные испытания КЭТВС-25 проводятся с целью обоснования ресурса твэлов со СНУП-топливом с оболочками из ФМ-сталей реактора БН-1200М, а также демонстрации работоспособности нитридных твэлов с нептунием.

Экспериментальные поглощающие стержни СУЗ с новыми конструкторскими решениями и материалами

В реакторе БН-600 были облучены экспериментальные поглощающие стержни СУЗ для различных целей: подтверждения работоспособности новой конструкции стержня, проведение материаловедческих испытаний и использование нового типа поглотителя.

Опытный стержень аварийной защиты (АЗ) типа «ловушка» (2233) по основным конструктивным решениям аналогичен штатному стержню АЗ с обогащенным карбидом бора. Основное отличие стержней состоит в конструкции рабочих звеньев. Рабочее звено опытного стержня выполнено в виде пучка элементов: центрального (замедляющего) кольцевого элемента с гидридом циркония и 15-ти окружающих

периферийных поглощающих элементов с карбидом бора. В гидриде циркония происходит замедление нейтронов, а в карбиде бора – его более эффективное поглощение. При этом значительно сокращается загрузка высокообогащенного карбида бора и уменьшается стоимость стержня АЗ. Реакторные испытания двух опытных стержней АЗ типа «ловушка» были проведены в период 1986 – 1990 гг.: наработка стержней составила 194 и 311 эфф. сут.

Стержень АЗ (2647) с материаловедческой ампулой в хвостовике с образцами из конструкционного материала является модернизированным вариантом штатного стержня АЗ (2637). Модернизация касается только внутренней части хвостовика и не затрагивает остальной части стержня. В нижней части хвостовика расположена материаловедческая ампула с образцами из конструкционных материалов для облучения. Образцы изготовлены из конструкционных сталей на основе железа, хрома, никеля, коррозионно-стойких в среде натрия. Время облучения ампулы определялось ресурсом стержня и составляло ~500 – 550 эфф. сут.

Опытные стержни АЗ с рефабрицированным карбидом бора были разработаны в 1998 г. В этих стержнях использовался обогащенный по изотопу ^{10}B карбид бора, полученный из отработавших ресурс штатных стержней АЗ реактора БН-600. Такие стержни АЗ облучались в период 2000–2003 гг. (40 – 42 МК и 42 – 45 МК) в течение ~ 428 и ~ 570 эфф. сут [19].

В 2006 г. был разработан аналогичный стержень АЗ с рефабрицированным карбидом бора на базе штатного стержня АЗ, используемого в то время. Такой стержень АЗ облучался в период 2007–2010 гг. (54–58 МК) в течение более длительного времени ~ 725 эфф. сут [19].

Учет влияния экспериментальных сборок на активную зону при организации их испытаний

При организации реакторных испытаний экспериментальных сборок особое внимание уделяется анализу их влияния на безопасность реактора и параметры эксплуатации штатных сборок, безопасности и обеспечению безаварийности работы реактора. Для этого проводится тщательный анализ влияния экспериментальных сборок на параметры эксплуатации штатных ТВС и нейтронно-физические характеристики активной зоны с учетом нормативных требований по безопасности реактора. С учетом этого уточняется конструкция сборок, место и режим облучения, обосновываются и другие компенсирующие меры с целью минимизации упомянутых возмущений до приемлемого уровня.

С учетом нормативного ограничения по уровню подкритичности после взвода стержней аварийной защиты допустимое увеличение запаса реактивности реактора при проведении реакторных испытаний составляет 0,4–0,6% $\Delta k/k$. В случае снижения запаса реактивности при установке экспериментальных сборок в активную зону обязательным условием является исключение риска вынужденного сокращения продолжительности работы между перегрузками топлива вследствие исчерпания запаса реактивности. Следует учитывать, что располагаемый избыточный запас реактивности при планируемом режиме эксплуатации активной зоны О1М2 с кампанией 592 эфф. сут составит ~ 0,25% $\Delta k/k$ [13].

Простая замена конструкционных материалов оболочки твэлов в отдельной ЭТВС не приводит к ощутимому изменению энерговыделения и запаса реактивности в активной зоне.

Простое повышение кампании отдельной опытной ТВС само по себе также не вызывает значительных возмущений, оно вносит небольшую отрицательную реактивность $0,008-0,014\% \Delta k/k$.

В части испытаний топлива наиболее существенные возмущения вносят замена уранового топлива смешанным уран-плутониевым и переход на твэлы другого (большого) диаметра. В первом случае причиной является лучшие размножающие свойства плутония-239 по сравнению с ураном-235. Во втором случае влияние на нейтронный баланс обуславливается снижением загрузки делящегося материала вследствие уменьшения количества твэлов в ТВС при обычно принимаемом сохранении уровня линейных тепловых нагрузок, а значит, и количества делящихся элементов из состава топлива, приходящегося на единицу длины твэла.

Установка ЭТВС с МОКС-топливом с твэлами типа БН-600 и БН-800 в активную зону приводит к увеличению энерговыделения в соседних урановых ТВС на $\sim 4-5\%$, однако с учетом специально обоснованного размещения ЭТВС это не приводит к превышению максимально допустимой тепловой нагрузки на твэлы штатных ТВС. Увеличение запаса реактивности составляет не более $0,1\% \Delta k/k$ на одну сборку в зависимости от места установки ЭТВС [20].

Установка КЭТВС и ЭТВС со СНУП-топливом с пучком из 127-ми твэлов с диаметром 6,9 мм не приводит к изменению распределения энерговыделения и запаса реактивности в силу близости загрузки делящихся материалов к штатной ТВС.

Установка ЭТВС со СНУП-топливом с твэлами типа БН-1200 диаметром 9,2 – 9,3 мм в ЗБО приводит к уменьшению энерговыделения в соседних урановых ТВС на величину 2 – 4%, поскольку загрузка топлива по делящимся изотопам в них в два раза меньше по сравнению с загрузкой в штатной ТВС. Замена штатной ТВС ЗБО на ЭТВС приводит к незначительному уменьшению запаса реактивности реактора на $\sim 0,04\% \Delta k/k$.

В случае установки ЭТВС со СНУП-топливом в первом ряду БЗВ энерговыделение в соседних штатных урановых ТВС увеличивается на $\sim 3\%$. Соответствующее увеличение запаса реактивности реактора составляет $\sim 0,035\% \Delta k/k$.

Материаловедческие сборки с выемным контейнером отличаются от штатных ТВС меньшей загрузкой топлива на $\sim 25\%$ в связи с замещением части твэлов материаловедческими образцами. Их установка в ЗМО вносит небольшую отрицательную реактивность $\sim 0,03\% \Delta k/k$ и не приводит к существенным изменениям в распределении плотности нейтронного потока. Аналогичное влияние оказывают и облучательные сборки с выемным контейнером для облучения небольшого количества СНУП-топлива, устанавливаемые в ЗБО.

Установка экспериментального облучательного устройства (ЭОУ) для наработки кобальта в БЗВ снижает запас реактивности на $\sim 0,05\% \Delta k/k$. Установка экспериментальной сборки для наработки аргона (ЭСА) в БЗВ оказывает незначительное возмущение в реактивность $0,005\% \Delta k/k$.

При проведении реакторных испытаний экспериментальные сборки равномерно устанавливаются в активной зоне и БЗВ, при этом ЭТВС типа БН-1200 и ЭТВС типа БРЕСТ располагаются так, чтобы взаимно компенсировать влияние на нейтронный

поток и поле энерговыделения. С учетом этого и в совокупности с остальными ЭТВС в активной зоне не происходит существенной деформации нейтронного поля [20].

Выполнение планируемых испытаний экспериментальных сборок в реакторе БН-600 без отклонений от требований по обеспечению безопасности реактора и без ограничения эксплуатационных параметров реактора обосновывается при подготовке документации для получения соответствующей лицензии на использование ядерных материалов при проведении научно-исследовательских работ.

Заключение

Реактор БН-600 предоставляет уникальные условия для проведения экспериментального облучения в условиях высокого уровня плотности нейтронного потока ($\sim 10^{15} - 10^{16} \text{ см}^{-2} \times \text{с}^{-1}$). За время эксплуатации реактора накоплен большой практический опыт организации и проведения испытаний новых видов топлива и конструкционных материалов активной зоны как при использовании штатной конструкции ТВС, так и в составе специально разработанных экспериментальныхборок.

Продемонстрированы возможности реактора для отработки технологий наработки радиоактивного кобальта и радиоизотопной продукции для научных целей в реакторах БН. Полученный опыт может быть использован для проведения подобных испытаний в активной зоне реактора БН-800 с более высоким (на $\sim 25\%$) потоком нейтронов. Единственные в мире действующие промышленные реакторы на быстрых нейтронах БН-600 и БН-800 представляют собой привлекательную испытательную базу для мировых разработчиков.

Литература

1. Решетников Ф.Г., Митенков Ф.М., Троянов М.Ф. Состояние и перспективы разработки в СССР радиационно-стойких конструкционных материалов. *Атомная энергия*. 1991;70(2):104–107. ISSN: 0004-7163. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t70-2_1991/p104/ (дата обращения 20.06.2025). EDN: YQJRJJ.
2. Решетников Ф.Г., Бибилашвили Ю.К., Романев В.В. и др. Основные направления разработок аустенитных нержавеющей сталей с низким распуханием. Исследования конструкционных материалов элементов активной зоны быстрых натриевых реакторов. Сб. науч. трудов. Екатеринбург: УрО РАН, 1994, с. 189–199.
3. Вахтин А.Г., Поролло С.И., Дмитриев В.Д. и др. Распухание шестигранных чехлов ТВС реактора БН-600. Радиационное материаловедение. Тр. Междунар. конф. по радиац. материаловедению, Алушта, 22–25 мая 1990 г. Харьков: ХФТИ, 1991, т. 7, с. 189–195, INIS-mf—13546. URL: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/24/052/24052907.pdf (дата обращения 20.06.2025).
4. Никитина А.А., Агеев В.С., Леонтьева-Смирнова М.В. и др. Развитие работ по конструкционным материалам активных зон быстрых реакторов. *Атомная энергия*. 2015;119(5):292–300. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/793/772> (дата обращения 20.06.2025). EDN: VHTDRR.
5. Belov S.B., Vasilyev B.A., Farakshin M.P., Talanov P.A., Kazantsev A.Z., Klimashina T.A., Radionycheva A.A. Operability validation of fuel rods with claddings made of EK164-ID steel in the BN-600 reactor. Proc. of the Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russia, 26–29 June 2017. International atomic energy agency, Vienna, 2018. URL: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/STIPUB1836web.pdf> (дата обращения 20.06.2025). EDN: YLND0A.

6. Васильев Б.А., Кузавков Н.Г., Мишин О.В. и др. Опыт и перспективы модернизации активной зоны реактора БН-600. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2011;1:158–168. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2011/01.pdf>. (дата обращения 20.06.2025). EDN: OGKDUL

7. Будылкин Н.И., Иолтуховский А.Г., Леонтьева-Смирнова М.В., Миронова Е.Г., Потапенко М.М., Чернов В.М., Мишин О.В., Казанцев А.З., Воронов С.А., Фарақшин М.Р., Бычков С.А. Материаловедческие сборки для высокодозного и высокотемпературного облучения конструкционных материалов в реакторе БН-600. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы*. 2006; 67(2):371–389. EDN: ТРННУР.

8. Кирилова Е.С., Радионичева А.А., Фарақшин М.Р. Обеспечение условий облучений образцов металла в составе материаловедческой сборки для обоснования продления срока эксплуатации реактора БН-600. *Вестник Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»*. 2022;11(5):379–386. DOI: <https://doi.org/10.26583/vestnik.2022.10>

9. Баканов М.В., Бабенко Г.В., Мальцев В.В. и др. Облучение экспериментальных ТВС с уран-плутониевым топливом в реакторе БН-600. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2005;1:82–86. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2005/01.pdf> (дата обращения 20.06.2025). EDN: OWQNMR.

10. Васильев Б.А., Воронов С.А., Мишин О.В., Климашина Т.А., Фарақшин М.Р. и др. Опыт разработки и облучения в реакторе БН-600 экспериментальных ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом. Сб. докл. 1-й Международной конференции «Атомная энергетика и топливные циклы». Москва – Димитровград, 1–5 декабря 2003 г. М.: ФГУП НИКИЭТ, 2003, 102 с. ISBN 5-86324-116-0.

11. Троянов В.М., Грачев А.Ф., Забудько Л.М. и др. Программа и некоторые результаты реакторных испытаний смешанного нитридного топлива быстрых реакторов. *Атомная энергия*. 2015;118(2):75–79. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/809/788> (дата обращения 20.06.2025). EDN: TLMUJ.

12. Васильев Б.А., Фарақшин М.Р., Белов С.Б., Радионичева А.А. Обеспечение условий облучения нитридного топлива в составе ЭТВС реактора БН-600. Сб. докл. IV Международной научно-технической конф. «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (IV МНТК НИКИЭТ-2016), Москва, 27–30 сентября 2016 г. М.: НИКИЭТ, 2016, т. 1, с. 274–280. ISBN 978-5-98706-107-7.

13. Кирилова Е.С., Радионичева А.А., Фарақшин М.Р. Влияние ЭТВС с нитридным топливом на нейтронно-физические характеристики реактора БН-600. Сб. материалов научно-практической конф. «Ядерные технологии: от исследований к внедрению – 2022». Нижний Новгород, 15 апреля 2022 г. Нижний Новгород, 2022, с. 33–34. EDN: QWYKMR.

14. Кирилова Е.С., Радионичева А.А., Фарақшин М.Р., Казанцев А.З. Обеспечение испытаний смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в составе облучательныхборок реактора БН-600 для подтверждения возможности глубокого выгорания. Сб. тез. докл. XII Всероссийской молодежной конф. «Научные исследования и технологические разработки для обеспечения развития ядерных технологий нового поколения», г. Димитровград, 14–18 апреля 2025 г. Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2025 г., с. 34–35. ISBN 978-5-94831-222-4. URL: https://niiar.ru/sites/default/files/safety20/sbornik_tezisov_dokladov.pdf (дата обращения 20.06.2025).

15. Мальцев В.В., Карпенко А.И., Чернов И.А., Головин В.В. Опыт наработки ^{60}Co в БН-600. *Атомная энергия*. 1999; 86(3):216–219. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/4043/3906> (дата обращения 20.06.2025). ISSN 0004-7163.

16. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Романов Е.Г. и др. Физическая оптимизация облучательного устройства для накопления кобальта-60 высокой удельной активности в реакторе БН-600. *Известия Самарского научного центра Российской академии наук*. 2014;16(6):112–118. URL: https://www.ssc.smr.ru/media/journals/izvestia/2014/2014_6_112_118.pdf (дата обращения 20.06.2025). EDN: TIJZUX.

17. Васильев Б.А., Барсанов В.И., Гаврин В.Н. и др. Солнечные эксперименты. Создание источника нейтрино на основе аргона-37, полученного в реакторе БН-600, для калибровки галлий-германиевого нейтринного телескопа. Атом-пресса. 2007;5(740):3.

18. Головин В.В., Карпенко А.И., Тучков А.М., Чернов И.А. Расчетное сопровождение реакторных испытаний экспериментальных сборок для наработки аргона-37. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2009;2:68–72. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2009/02.pdf> (дата обращения 20.06.2025).

19. Рисованый В.Д., Захаров А.В., Клочков Е.П. и др. Создание стержней АЗ реактора БН-600 на основе рефабрицированного карбида бора с ресурсом 745 эфф. суток. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2011;1:249–259. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2011/01.pdf> (дата обращения 20.06.2025).

20. Кирилова Е.С., Радионычева А.А., Фарақшин М.Р. Обеспечение номинальных параметров эксплуатации активной зоны реактора БН-600 при размещении в ней экспериментальныхборок. Тез. докл. XI Всероссийской молодежной конф. «Научные исследования и технологические разработки для обеспечения развития ядерных технологий нового поколения», Димитровград, 17–21 апреля 2023 г. Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», с. 20–22. ISBN 978-5-94831-208-8. URL: https://niiar.ru/sites/default/files/safety20/sb_tez_molodezhnaya2023_mv_nch_8_dlya_zapisi_4.pdf (дата обращения 20.06.2025).

Поступила в редакцию 10.07.2025

После доработки 06.08.2025

Принята к опубликованию 20.08.2025

Авторы

Белов Сергей Борисович, начальник бюро,

E-mail: belovsb@okbm.nnov.ru

Васильев Борис Александрович, советник генерального директора по топливному циклу быстрых реакторов, к.т.н.,

E-mail: bavasiliev@okbm.nnov.ru

Радионычева Алла Александровна, ведущий инженер-конструктор,

E-mail: radionycheva_aa@okbm.nnov.ru

Фарақшин Мансур Рахимжанович, начальник отдела, к.т.н.,

E-mail: farakshin@okbm.nnov.ru

Тучков Андрей Михайлович, заместитель главного инженера Белоярской АЭС, к.т.н.,

E-mail: tuchkov@belnpp.ru

UDC 621.039.534.23:621.039.526

Experience of Using BN-600 Reactor Core for Experimental Irradiation

Belov S.B.¹, Vasiliev B.A.¹, Radionychева A.A.¹, Farakshin M.R.¹, Tuchkov A.M.²¹ Afrikantov OKBM JSC,

15 Burnakovskiy proezd, 603074 Nizhny Novgorod, Russia

² Beloyarsk NPP,

Post office box 149, 624250 Zarechny, Sverdlovsk reg., Russia

Abstract

The article is dedicated to the accumulated experience of using the core of an operating fast neutron reactor BN-600 for the purposes of experimental irradiation, which was carried out in many directions. The information on different types of experimental subassemblies (SAs) is provided.

In order to increase the burnup of uranium fuel, work was constantly underway to develop new types of structural materials for fuel cladding and fuel SA wrapper tube. This made it possible to carry out three modernization of the core and to plan a further increase in the fuel lifetime. Within the material test SAs, irradiation of test samples of 12% chromium, FM and ODS steels was provided. Reactor tests and material studies were carried out as part of work to extend the life of the reactor to 60 years.

A large volume of amount reactor tests was carried out in order to justify the performance of various types of mixed oxide uranium-plutonium fuel – pelleted and vibrocompacted. To date, the results of experimental irradiation of a new type of fuel – mixed nitride uranium-plutonium within experimental SAs have been obtained. There is significant experience of irradiation in the reactor of experimental irradiation devices for the production radioisotopes for industrial (⁶⁰Co) and scientific (³⁷Ar) purposes, as well as experimental CPS absorbers rods with new design solutions and materials.

When organizing reactor tests of experimental SAs, the main approaches were used when placing them in the core. Particular attention was paid to the analysis of their impact on the safety of the reactor and the operating parameters of standard SAs.

Keywords: BN-600, core, reactor tests, structural materials, experimental assembly, material test SA, mixed oxide uranium-plutonium (MOX) fuel, mixed nitride uranium-plutonium (MNUP) fuel, BN-800, BN-1200, BREST, irradiation assembly, irradiation parameters, radioisotopes production, CPS absorber rods.

For citation: Belov S.B., Vasiliev B.A., Radionychева A.A., Farakshin M.R., Tuchkov A.M. Experience of Using BN-600 Reactor Core for Experimental Irradiation. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2025;3:133–152. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.10> (in Russian).

References

1. Reshetnikov F.G., Mitenkov F.M., Troyanov M.F. State and prospects for the development of radiation-resistant structural materials in the USSR. *Atomic Energy*. 1991;70:132–135. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF01121855>
2. Reshetnikov F.G., Bibilashvili Yu.K., Romaneev V.V. and others. The main directions of development of austenitic stainless steels with low swelling. Studies of structural materials of the elements of the core of fast sodium reactors. *Sat. scientific labors*. Yekaterinburg, UrO RAS, 1994, p. 189–199 (in Russian).
3. Vakhtin A.G., Porollo S.I., Dmitriev V.D. and others. Swelling of hexagonal covers of fuel assemblies of the reactor BN-600. *Radiation materials science*. (Proc. of the International Conference on Radiation Materials Science. Alushta, 22–25 May 1990). Kharkov, 1990, vol. 7, p. 189–195. INIS-mf—13546 URL: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/24/052/24052907.pdf (accessed Jun. 20, 2025) (in Russian).

4. Nikitina A.A., Ageev V.S., Leontyeva-Smirnova M.V. and others. Development of works on structural materials of fast reactor cores. *Atomic Energy*. 2015;119(5):292–300. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-016-0074-2>

5. Belov S.B., Vasilyev B.A., Farakshin M.R., Talanov P.A., Kazantsev A.Z., Klimashina T.A., Radionycheva A.A. Operability validation of fuel rods with claddings made of EK164-ID steel in the BN-600 reactor. Proc. of the Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russia, 26–29 June 2017. International atomic energy agency, Vienna, 2018. (IAEA-CN245-409). URL: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/STIPUB1836web.pdf> (accessed Jun. 20, 2025).

6. Vasiliev B.A., Kuzavkov N.G., Mishin O.V. and others. Experience and perspectives of the BN-600 reactor core upgrade. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011;1:158–168. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2011/01.pdf> (accessed Jun. 20, 2025). EDN: OGDJUL (in Russian).

7. Budylnin N.I., Ioltukhovskiy A.G., Leontyeva-Smirnova M.V., Mironova E.G., Potapenko M.M., Chernov V.M., Mishin O.V., Kazantsev A.Z., Voronov S.A., Farakshin M.R., Bychkov S.A. Material science assemblies for high-dose and high-temperature irradiation of structural materials in the BN-600 reactor. *Issues of atomic science and technology. Series: Materials science and new materials*. 2006; 67(2):371–389. EDN: TPHHYR (in Russian).

8. Kirilova Ye.S., Radionycheva A.A., Farakshin M.R. Provision of conditions for irradiation of metal samples as part of a material test SA to justify the extension of the life of the reactor BN-600. *Vestnik natsional'nogo issledovatel'skogo yadernogo universiteta 'MIFI'*. 2022;11(5):379–386. DOI: <https://doi.org/10.26583/vestnik.2022.10> (in Russian).

9. Bakanov M.V., Babenko G.V., Maltsev V.V. and others. Irradiation of experimental fuel subassemblies with uranium-plutonium fuel in the BN-600 reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2005;1:82–86. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2005/01.pdf> (accessed Jun. 20, 2025). EDN: OWQNMR (in Russian).

10. Vasiliev B.A., Voronov S.A., Mishin O.V., Klimashina T.A., Farakshin M.R. and others. Experience in the development and irradiation of BN-600 experimental fuel subassemblies with mixed uranium-plutonium fuel in the reactor. Collection of reports of the 1st International Conference 'Nuclear Energy and Fuel Cycles', Moscow – Dimitrovgrad, December 1–5, 2003.

11. Troyanov V.M., Grachev A.F., Zabudko L.M. and others. Program and some results of reactor tests of mixed nitride fuel of fast reactors. *Atomic energy*. 2015;118(2):96–100. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-015-9962-0>

12. Vasiliev B.A., Farakshin M.R., Belov S.B., Radionycheva A.A. Provision of conditions for irradiation of nitride fuel as part of the EFSA of the reactor BN-600. Collection of reports of the IV International Scientific and Technical Conference 'Innovative Projects and Technologies of Nuclear Energy' (IV ISTC NIKIET-2016), Moscow, 27–30 September 2016. Moscow: NIKIET Publ., 2016, vol. 1, p. 274–280. ISBN 978-5-98706-107-7.

13. Kirilova Ye.S., Radionycheva A.A., Farakshin M.R. Influence of EFSA with nitride fuel on the neutron-physical characteristics of the BN-600 reactor. Collection of materials of scientific and practical conference 'Nuclear technology: from research to implementation – 2022', Nizhny Novgorod, 15 April 2022, p. 33–34.

14. Kirilova Ye.S., Radionycheva A.A., Farakshin M.R., Kazantsev A.Z. Testing of mixed uranium-plutonium nitride fuel as part of irradiation assemblies of the reactor BN-600 to confirm the possibility of deep burnup. Collection of abstracts of the XII All-Russian Youth Conference 'Scientific Research and Technological Developments to Ensure the Development of New Generation Nuclear Technologies', Dimitrovgrad 14–18 April 2025. URL: https://niar.ru/sites/default/files/safety20/sbornik_tezisov_dokladov.pdf (accessed Jun. 20, 2025) (in Russian).

15. Maltsev V.V., Karpenko A.I., Chernov I.A., Golovin V.V. Experience in operating ^{60}Co in BN-600. *Atomic Energy*. 1999;86(3):216–219. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF02672950>
16. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Romanov E.G. and others. Physical optimization of the irradiation device for the accumulation of cobalt-60 of high specific activity in the reactor BN-600. *Izvestia of the Samara Scientific Center of the Russian Academy of Sciences*, 2014;16(6):112–118. URL: https://www.ssc.smr.ru/media/journals/izvestia/2014/2014_6_112_118.pdf (accessed Jun. 20, 2025). EDN: TIJZUX (in Russian).
17. Vasiliev B.A., Barsanov V.I., Gavrin V.N. and others. Solar experiments. Creation of a neutrino source based on argon-37, obtained in the BN-600 reactor, for calibrating the Gallium-Germanium Neutrino Telescope. *AtomPress*. 2007;5(740):3.
18. Golovin V.V., Karpenko A.I., Tuchkov A.M., Chernov I.A. Support by Calculation to the Reactor Testing of the Test Sub-Assemblies for Production of Argon-37. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2009;(2):68–72. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2009/02.pdf> (accessed Jun. 20, 2025) (in Russian).
19. Risovany V.D., Zakharov A.V., Klochkov E.P. and others. Development of the BN-600 reactor safety rods based on refabricated boron carbide with a lifetime of 745 efpd. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011;1:249–259. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2011/01.pdf> (accessed Jun. 20, 2025) (in Russian).
20. Kirilova Ye.S., Radionycheva A.A., Farakshin M.R. Provision of nominal operating parameters of the BN-600 reactor core when placing experimental subassemblies in it. Scientific research and technological developments to ensure the development of new generation nuclear technologies. Abstracts of the XI All-Russian Youth Conference. Dimitrovgrad, 17–21 April 2023. ISBN 978-5-94831-208-8. URL: https://niar.ru/sites/default/files/safety20/sb_tez_molodezhnaya2023_mv_nch_8_dlya_zapisi_4.pdf (accessed Jun. 20, 2025) (in Russian).

Authors

Sergei B. Belov, Head of group,

E-mail: belovsb@okbm.nnov.ru

Boris A. Vasiliev, Advisor to the General Director for the Fast Reactor Fuel Cycle, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: bavasiliev@okbm.nnov.ru

Alla A. Radionycheva, Leading Design Engineer,

E-mail: radionycheva_aa@okbm.nnov.ru

Mansur R. Farakshin, Head of the Department, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: farakshin@okbm.nnov.ru

Andrei M. Tuchkov, Deputy Chief Engineer of Beloyarsk NPP, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: tuchkov@belnpp.ru