

## Опыт материаловедческой оценки работоспособности конструкционных, поглощающих и топливных материалов реакторов с натриевым теплоносителем

Е.А. Кинёв, М.В. Евсеев, С.А. Аверин, И.А. Портных, А.В. Барыбин, Н.В. Глушкова

АО «Институт реакторных материалов»,  
624250 Россия, Свердловская обл., г. Заречный, а/я 29

**Реферат.** Материаловедческие исследования конструкционных, поглощающих и топливных материалов являются практической основой для оценки текущего состояния, прогнозирования работоспособности и верификации расчетных кодов поведения ответственных элементов ядерных реакторов. В течение 42-х лет АО «Институт реакторных материалов» является активным участником отраслевых программ по развитию перспективного направления отечественной энергетики на основе натриевых реакторов на быстрых нейтронах. За истекший период приобретен и находится в постоянном развитии бесценный опыт практических и аналитических исследований высокоактивных материалов реакторов, в частности, твэлов БН-350, ИБР-2 и БН-600, чехлов, поглощающих элементов, фотонейтронных источников, пакета-имитатора БН-600, высокодозовых материаловедческих сборок с перспективными конструкционными материалами. Проведены макетные исследования топлива в направлении «Прорыв», облученного до 3,5% т.а. в собственном исследовательском реакторе ИВВ-2М. В настоящее время идет заблаговременная подготовка защитных камер к материаловедческим исследованиям заменяемых элементов активной зоны реакторов нового поколения БН-800, БН-1200.

**Ключевые слова:** материаловедческие исследования, твэл, пэл, источник нейтронов, оболочка, топливо, карбид бора, сурьмяный сердечник

**Для цитирования:** Кинёв Е.А., Евсеев М.В., Аверин С.А., Портных И.А., Барыбин А.В., Глушкова Н.В. Опыт материаловедческой оценки работоспособности конструкционных, поглощающих и топливных материалов реакторов с натриевым теплоносителем. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2025;3:153–168. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.11>

### Введение

Десяток лет отделяет дату пуска в 1973 г. первого отечественного энергетического реактора БН-350 от начала исследований поведения ядерного топлива быстрых

реакторов в тогда еще молодом уральском НИИ, который в настоящее время носит название АО «ИРМ». Таким образом, можно констатировать более 40-летний стаж участия этой организации в тематике развития быстрых реакторов и в год 45-летия реактора БН-600 и 10-летия реактора БН-800 совершить краткий обзор выполненных исследований и достигнутого в данном направлении прогресса.

## Результаты исследований

Корпус защитных камер АО «ИРМ», введенный в эксплуатацию в 1974 г., получил первую партию твэлов в количестве семи штук из дросселированной ТВС БН-350 в 1983 г. Через несколько месяцев поступило девять твэлов стартовой ТВС БН-600 с подозрением на негерметичность, отработавшей две первых и пятую микрокампании в активной зоне (АкЗ) более высокой энергетической мощности. Параметры эксплуатации (выгорание ~6% т.а., максимальные дозы 47 и 35 сна для ЗМО БН-350 и ЗБО БН-600 соответственно, максимальные температуры оболочек твэлов 650 и 690°C соответственно), близкие конструкции и одинаковый материал оболочки из аустенизированной стали ЭИ-847 зарубежного производства позволили выполнить сравнительные исследования этих объектов. Комплекс послереакторных методик исследований включал в себя профилометрию формоизменения ( $\Delta D/D$ ) наружного диаметра оболочек, осевую гамма-спектрометрию продуктов деления (активации) и электропотенциальный анализ электросопротивления твэлов, кратковременные механические испытания кольцевых образцов, структурные исследования (металлографию, фрактографию, просвечивающую электронную микроскопию, рентгенографический анализ), гидростатические измерения плотности и набухания ( $\Delta V/V$ ), кулонометрические измерения концентрации углерода [1].

Самые первые исследования выявили уже известную к тому времени по данным для исследовательских реакторов проблему хромоникелевых сталей в аустенизированном состоянии – деградацию (охрупчивание, разупрочнение) механических свойств, обусловленную вакансионным набуханием, высокотемпературным радиационным охрупчиванием и коррозионными повреждениями со стороны топливного сердечника. Пример объемных изменений таких оболочек с максимумами в центре активной части твэлов (АЧ), подверженной наибольшему флюенсу нейтронов, показан на рис. 1. Сопоставление абсолютных значений формоизменения с одной третью набухания (либо утроенного формоизменения с набуханием) наглядно демонстрировало наличие дополнительного вклада ползучести в полном формоизменении диаметра твэлов. В условиях вакансионного набухания до 12 – 16% временное сопротивление кольцевых образцов при рабочих (~500°C) температурах испытаний не превышало 200 МПа при общем относительном удлинении менее 1%. Данный факт однозначно свидетельствовал о прямой корреляции деградации механических свойств с вакансионным набуханием аустенизированного материала оболочки, борьба с которым в последующие годы вышла на первое место. Химически агрессивная внутритвэльная среда продуктов деления диоксида урана и фазовый распад дополнительно провоцировали охрупчивание высокотемпературных участков оболочки в результате глубокой межкристаллитной коррозии, как показано на рис. 2, с видами смешанного

## Опыт материаловедческой оценки работоспособности конструкционных, поглощающих и топливных материалов реакторов с натриевым теплоносителем

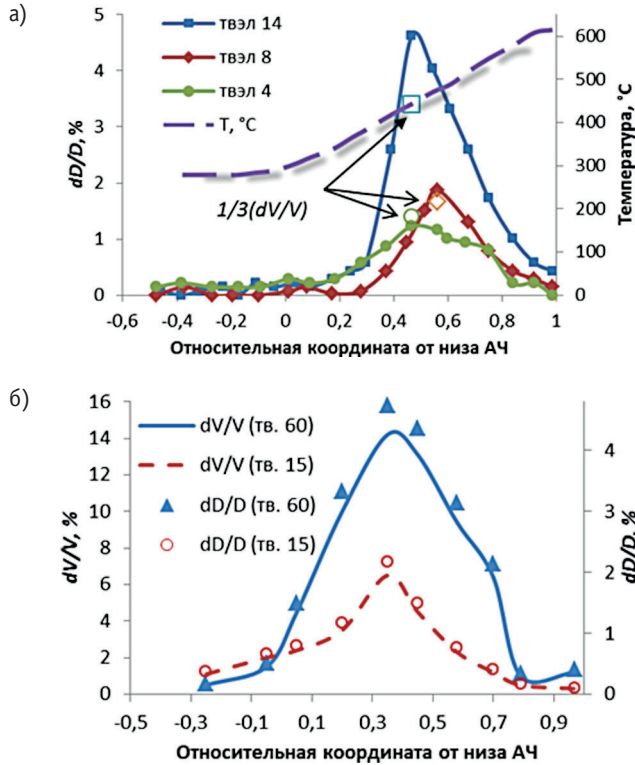


Рис. 1. Характер радиационных объемных изменений (относительная погрешность 5%) оболочек твэлов (сталь ЭИ-847) реактора БН-350 (а) и первого типа активной зоны БН-600 (б)

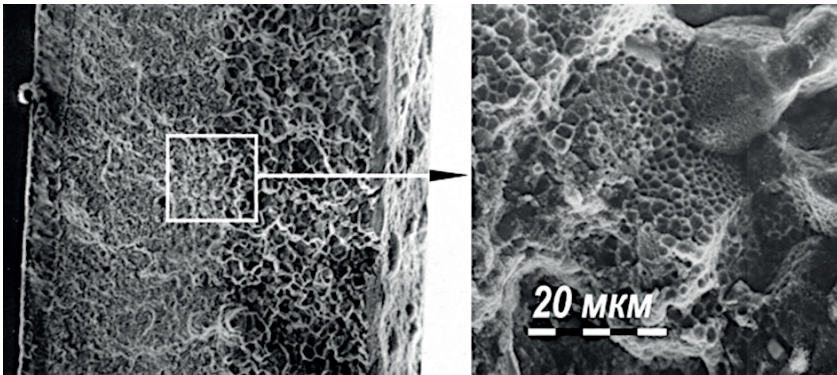


Рис. 2. Фрактограммы поверхности разрушения образцов оболочек твэлов при кратковременных механических испытаниях (твэл № 8 БН-350, сталь ЭИ-847,  $X_{\text{отн}} = 0,8$ ,  $T_{\text{исп}} = 25^{\circ}\text{C}$ ,  $\sigma_{\text{в}} = 550$  МПа,  $\delta = 0\%$ )

интеркристаллитного (изнутри) разрушения и транскристаллитного чашечного долома снаружи.

Повышенные тепловые нагрузки (до 54 кВт/м) и перестановки ТВС в течение эксплуатации первой компоновки активной зоны БН-600 стимулировали глубокую ( $R_{\text{столб}}/R_0 \sim 0,93$  и более) структурную перестройку топливного сердечника с образованием столбчатой

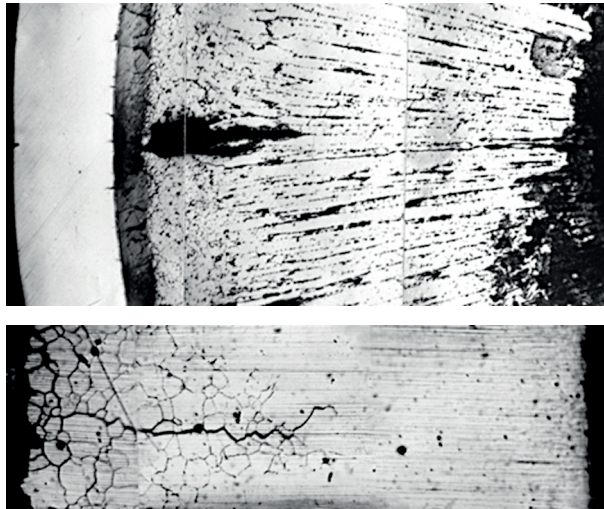


Рис. 3. Развитие столбчатой структуры на 93% радиуса топливного сердечника (ТВС 3 – 7 м/к,  $B=9,6\%$  т.а.) и растрескивание оболочки (ТВС 6 – 8 м/к,  $\Delta V/V \sim 8\%$ ,  $D=35$  сна)

структуры (рис. 3а) и термомеханическое растрескивание (рис. 3б) с последующей разгерметизацией подвергшихся набуханию оболочек твэлов [2].

Анализ умеренного науглероживания поверхности оболочек в натриевом теплоносителе не выявил его существенно негативного влияния на механические свойства. В области нижней газовой полости концентрация углерода сохраняла исходные (0,06% масс.) значения, а в центре АЧ в среднем не превышала  $0,10 \pm 0,01\%$  масс. После удаления внутреннего слоя (утонение оболочки на 50% толщины) концентрация углерода снаружи достигала не более 0,14% масс. Таким образом подтверждено, что обнаруживаемое радиационное упрочнение оболочек ( $\sigma_b \approx 900 - 1200$  МПа) при температурах ниже  $450^\circ\text{C}$  (внизу АЧ) обусловлено преимущественно радиационно-индуцированными (в частности, дислокационными) микроструктурными изменениями.

Уже в начале 1990-х гг. комплексный анализ формоизменения, изменений наружного электросопротивления ( $\Delta\rho/\rho$ ) и модуля Юнга ( $\Delta E/E$ ) оболочек твэлов показал специфическую взаимосвязь этих характеристик (рис. 4а). Доказано, что максимум формоизменения надежно совпадает с пиком электросопротивления стали и снижением модуля нормальной упругости. Кроме этого рост электросопротивления вверху АЧ, не подверженной набуханию, является неразрушающим индикатором зон локальной коррозии со стороны топливного сердечника, тогда как прирост модуля  $E$  в нижней и верхней частях твэла коррелирует с радиационным упрочнением и фазовыми изменениями соответственно.

При модернизации материала оболочек твэлов с использованием метода ультразвуковых измерений сотрудниками предприятия получены данные о 5%-ном снижении модуля упругости  $E$  предварительно холоднодеформированных (на 20%) отечественных сталей ЭИ-847 и ЭП-172 относительно их аустенизированного состояния после реакторного облучения в качестве оболочек твэлов [3], что надежно коррелировало с соответствующими увеличениями радиационной стойкости к набуханию, прочностных характеристик и в целом сроков работоспособности ТВС.

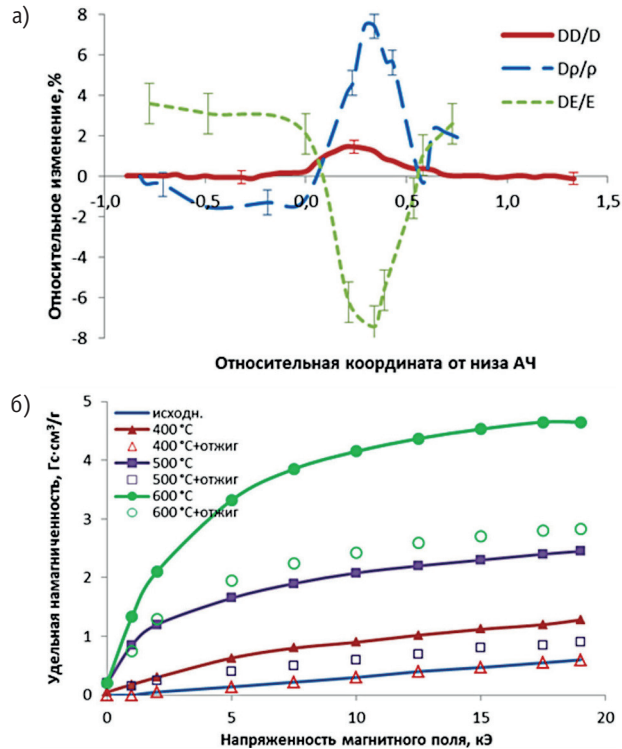


Рис. 4. Взаимное соотношение характеристик формоизменения, электросопротивления и упругих свойств по длине оболочек твэлов (а), изменения намагниченности (относительная погрешность 2%) от температуры облучения с последующим отжигом (б)

Уникальные магнитометрические измерения оболочек (рис. 4б) из исходно парамагнитной стали ЧС-68 позволили установить рост ферромагнетизма облученного материала, т.е. эффекта остаточной намагниченности без магнитного поля. После облучения при 400°C (низ АЧ твэлов) сталь имеет слабые ферромагнитные свойства, которые практически исчезают после отжига при 700°C в течение двух часов. При магнитном поле намагниченность неотожженного образца в два раза выше, чем у отожженного. После облучения при температуре 500°C (центр АЧ) намагниченность при 20 кЭ увеличивается по сравнению с исходным состоянием в четыре раза. Отжиг приводит к частичному возврату с уменьшением намагниченности в три раза. Самое высокое значение намагниченности (в восемь раз выше, чем в исходном состоянии) зафиксировано после облучения при 600°C (верх АЧ), что вдвое выше, чем у образца из центра АЧ с максимальной повреждающей дозой. Отжиг высокотемпературных образцов приводит лишь к частичному снижению намагниченности в 1,6 раза. Причиной появления ферромагнитных свойств являются их образование в стали при облучении областей, обладающих ферромагнитными свойствами: выделения  $G$ -фазы и жидкометаллическая коррозия в натрии, сопровождаемая образованием поверхностного слоя феррита.

Актуальные дилатометрические измерения [4] освобожденных от топлива цилиндрических образцов оболочек из внедряемой оболочечной стали ЧС-68 показали

выраженное уменьшение термического коэффициента линейного расширения (ТКЛР) относительно исходного состояния при температурах выше 570°C (рис. 5). Наиболее существенный эффект зарегистрирован на образцах из низа и центра активной части твэлов, подверженных радиационному упрочнению и распуханию соответственно.

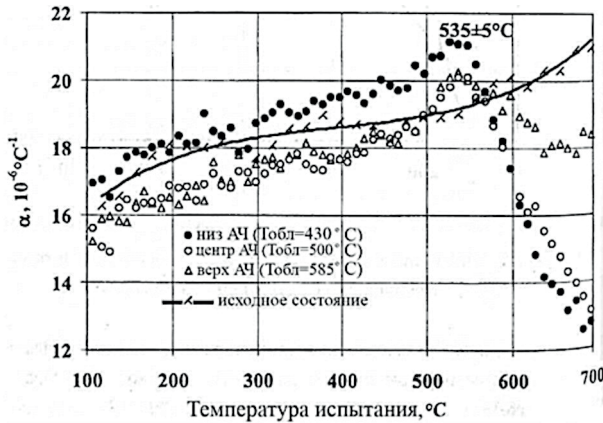


Рис. 5. Соотношения ТКЛР (относительная погрешность 5%) оболочки из стали ЧС-68 в исходном и облученном состояниях [4]

В последующие десятилетия исследования твэлов реактора БН-600 стали одним из приоритетных направлений деятельности АО «ИРМ» [5]. Среди вышеперечисленных методов больше не используются магнитометрия и кулонометрия углерода; внедрены востребованные современностью прокол герметичных оболочек и анализ внутритвэльной газовой среды, резонансные исследования упругих свойств, механические испытания оболочек внутренним давлением пластичного заполнителя, склероскопическая репликация топливных шлифов, гидростатическая порометрия топлива, опционально – по востребованию: дилатометрия линейного расширения, вторично-ионная масс-спектрометрия, нейтронография, атомно-эмиссионная и рентгенофлуоресцентная спектрометрии, дифференциальная калориметрия. Имеется острая необходимость внедрения методов рентгеновской дефектоскопии и лазерного определения температуропроводности.

Исторический опыт послереакторных материаловедческих исследований предприятия в первую очередь связан с поэтапным увеличением ресурса эксплуатации оболочечных и чехловых материалов ТВС реактора БН-600: замена аустенитного (сталь ЭИ-448 х.д.) материала чехлов на ферритно-мартенситный из ЭП-450; обоснование внедрения холодно-деформированного (х.д.) исходного состояния оболочечных сталей ЭИ-847, ЧС-68, ЭП-172, ЭК-164; экспериментальное облучение твэлов с оболочкой из стали ЭП-450, экспериментальное облучение МОКС-топлива с оболочкой из ЧС-68 (х.д.) в аспектах гибридной зоны БН-600 и обоснования конструкции твэла активной зоны БН-800; эксплуатация штатных конструкций твэлов при реконструкциях активной зоны БН-600 (первый 01 тип загрузки, модернизации 01М, 01М1, 01М2) и твэлов боковой зоны воспроизводства. Безусловно, в указанных направлениях достигнут значительный прогресс, немаловажную роль в котором занимают успешные

материаловедческие исследования твэлов с выгоранием диоксид-уранового топлива на уровне 15% т.а. и повреждающими дозами 108 сна [6] и 110 сна [7].

В последнем десятилетии в корпусе защитных камер (КЗК) АО «ИРМ» в рамках совместных работ с Белоярской АЭС организованы исследования внутритвэльного давления твэлов БН-600 с оболочками из аустенитной стали методом механического прокола [8]. Транспортировка полноразмерных твэлов реализована с искусственно деформированной при комнатной температуре (в целях сокращения транспортного габарита) газовой полостью (рис. 6а). Пример полученных результатов демонстрирует рис. 6б. Вероятно, в случае реализации горячего способа деформации газовой полости в будущем появится возможность транспортировки и анализа ГПД в твэлах на основе перспективных ферритно-мартенситных сталей, склонных в низкотемпературном радиационному охрупчиванию.

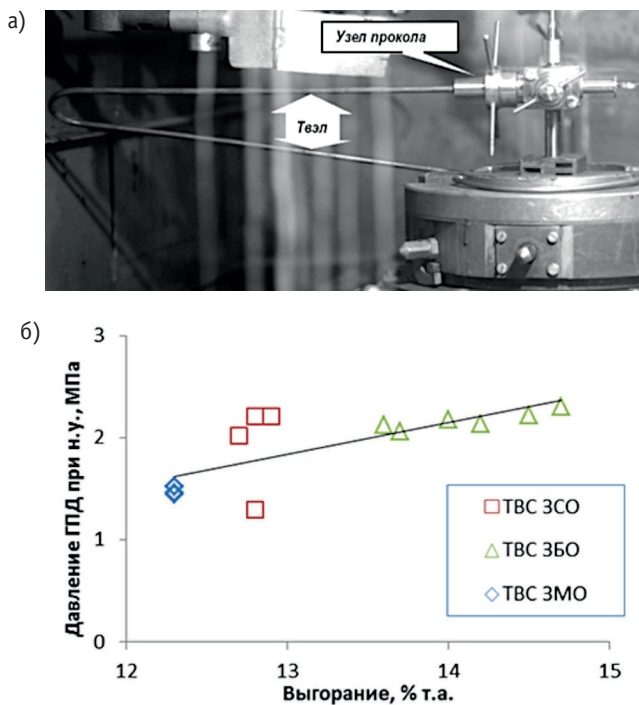


Рис. 6. Вид внутрикамерного узла прокола (а) и отдельные результаты измерений (относительная погрешность 10%) (б)

На фоне планомерного роста эксплуатационных показателей ТВС выросли требования к увеличению точности и чувствительности послереакторных испытаний. Здесь следует отметить положительный опыт в определении механических свойств оболочек методом внутреннего давления твердым пластичным наполнителем (свинец, алюминий, серебро) – получение удовлетворительных характеристик в диапазоне температур облучения относительно таковых при более консервативном одноосном растяжении кольцевых образцов. Также проводятся пионерские работы в области испытаний предварительно деформированных (овализированных) кольцевых образцов твэльных оболочек последующим растяжением. Наконец, пора обратить внимание

на рост погрешности выше 5% (в сторону занижения) у известного инженерного приближения при радиационном изотропном распухании более 15%:

$$\frac{\Delta V}{V} \sim 3 \frac{\Delta D}{D}. \quad (1)$$

Точное соотношение изотропного распухания с измеренным диаметром оболочки твэла цилиндрического типа составляет

$$\frac{\Delta V}{V} = \left( \frac{\Delta D}{D} + 1 \right)^3 - 1. \quad (2)$$

Соответственно, последнее выражение после обратного преобразования следует использовать для расчета вклада ползучести оболочки в изменение диаметра как разность полного формоизменения оболочек после эксплуатации и формоизменения, вызванного вакансионным распуханием.

Для дискретных объектов (топливные таблетки) или неизотропного распухания естественно проводить его предварительную оценку по результатам измерений диаметра и высоты объекта  $H$ :

$$\frac{\Delta V}{V} = \left( \frac{\Delta D}{D} + 1 \right)^2 \cdot \left( \frac{\Delta H}{H} + 1 \right) - 1. \quad (3)$$

Аналогичная методологическая ситуация после длительной эксплуатации возникла при анализе механических свойств оболочечных сталей. В этом случае высокопродуктивные, но консервативные испытания (кольца на полукруглых опорах) облученного материала существенно драматизировали оценку прочности и пластичности в центральной части твэлов, наиболее подверженной распуханию. В противовес этому получили актуальность трудозатратные, но представительные испытания внутренним давлением, более приближенные к реальным механическим нагрузкам оболочек. В качестве примера демонстрируется фактическое наличие запаса прочности и общего относительного удлинения цилиндрических образцов, испытанных давлением пластичного наполнителя, в сравнении с абсолютно хрупким низкопрочным разрушением при испытании образцов кольцевой формы того же материала (рис. 7).

Промежуточным для вышеперечисленных способов явился пионерский метод АО «ИРМ» комбинированных кольцевых испытаний с предварительной диаметральной деформацией сжатия и последующим одноосным растяжением овализованного образца охрупченной стали [6]. При этом повышается локальность анализа и снижается вероятность хрупкого разрушения на опорах захватов.

В области исследования послерадиационных характеристик перспективных оболочечных ферритно-мартенситных сталей следует отметить богатый опыт поэтапного изучения образцов серии материаловедческих сборок с максимальными повреждающими дозами от 80 до 145 сна [9]. Результаты работы, в том числе анализ состояния

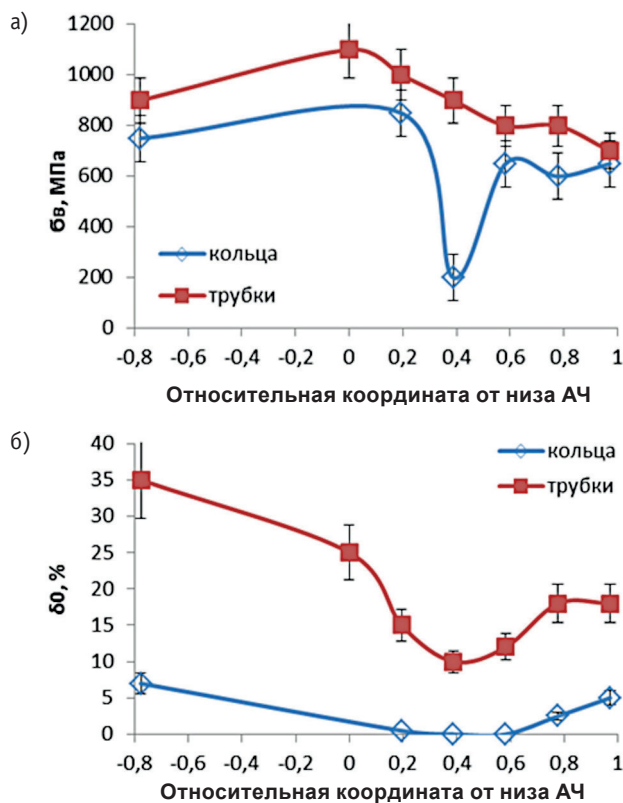


Рис. 7. Соотношение прочностных (а) и пластических (б) характеристик при 400°C у стали ЭК-164 х.д., облученной в качестве оболочки твэлов до 96 сна

газонаполненных трубчатых образцов, имеют практическое значение для прочностных расчетов и включены в отчетные материалы по проектному направлению «Прорыв».

В рамках исследования нитридного топлива силами АО «ИРМ» выполнен комплекс модельного облучения до выгораний 1 – 3,5% т.а. СНУП-топлива в собственном исследовательском реакторе ИВВ-2М с последующими всесторонними послереакторными исследованиями. Показана возможность структурных исследований без использования защитной атмосферы; получены зависимости начальной стадии распухания топлива от среднеобъемных температур облучения в интервале 1200 – 1500°C [10, 11].

Участвуя в обосновании работоспособности рабочих органов систем аварийной защиты и компенсации реактивности реактора БН-600 накопили опыт исследования поглощающего материала на основе карбида бора разного обогащения в составе пэлов КС и АЗ СУЗ [6, 12], в том числе фабричного качества и после рефабрикации. Уместно отметить, что процессу непосредственных испытаний предшествовала кропотливая внутрикамерная операция выщелачивания натрия, присутствующего в свободных полостях и зазорах пэлов. В ходе последующих исследований реализованы механические испытания высокопрочной керамики поглотителя на сжатие, металлография и вторично-ионная масс-спектрометрия выгорания изотопа  $^{10}\text{B}$  (рис. 8).

Для обоснования полуторакратного увеличения ресурса фотонейтронных источников (ФНИ) реактора БН-600 выполнен полный комплекс исследований механических

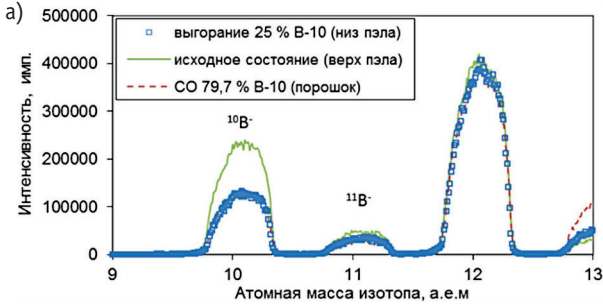


Рис. 8. Вид рабочих спектрограмм (относительная погрешность 5%) образцов обогащенного  $V_2C$  для расчета выгорания изотопа  $^{10}V$  (а) и радиальный фрагмент вкладыша (б) из зоны пэла с максимальным выгоранием

свойств и взаимодействия сурьмяного сердечника с оболочкой из ниобиевого сплава в исходном и после облучения состояниях [13]. Необычной задачей этого направления, помимо сопутствующего выщелачивания натриевого подслоя явилась уникальная процедура освобождения оболочки от сердечника, имеющего с ней металлургическое взаимодействие технологического происхождения (рис. 9).

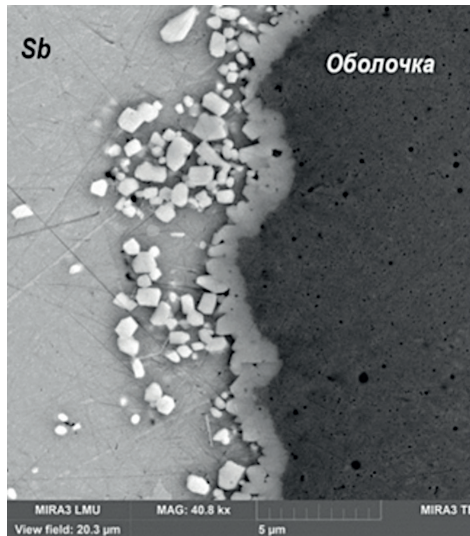


Рис. 9. Характер металлургического взаимодействия материалов ФНИ

Среди разовых работ, существенно обогативших опыт АО «ИРМ» в обсуждаемой области, необходимо отметить послереакторные исследования:

- пакета-имитатора (в рамках работ по обоснованию 30-летнего срока эксплуатации незаменимого оборудования БН-600), в том числе практики дистанционного изготовления материаловедческих образцов из толстостенной (20 мм) трубы с ресурсом облучения 25 лет;
- состава снимаемых коррозионных отложений на поверхностях выемной части ГЦН первого контура (рис. 10а) и усталостное микроразрушение электромагнитного насоса (ЭМН) охлаждения бассейна отработавших сборок (рис. 10б);

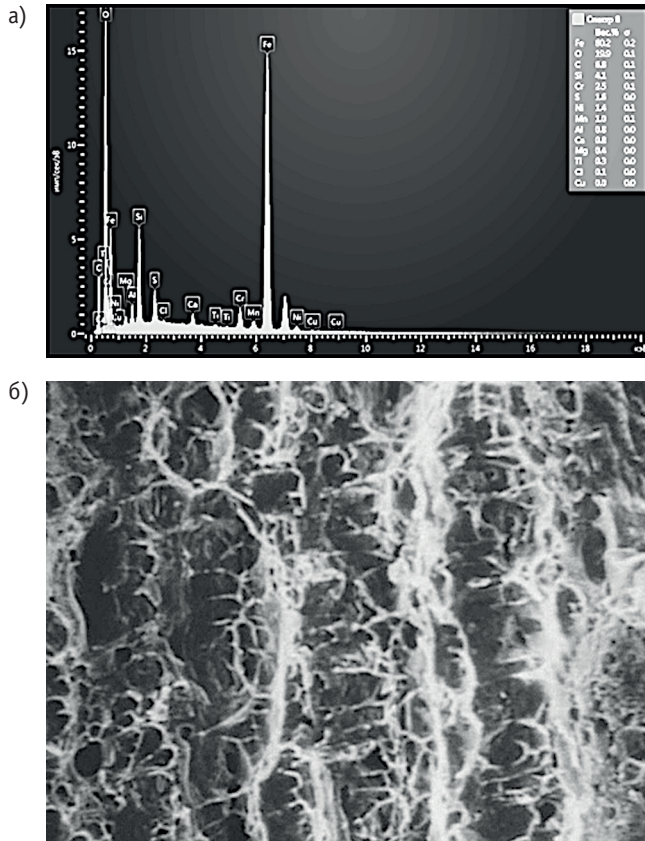


Рис. 10. Окислы железа в составе отложений на поверхности ГЦН (а) и усталостное разрушение конструкции ЭМН (б)

- удовлетворительного состояния (рис. 11) твэлов импульсного реактора ИБР-2 на основе диоксидного плутониевого топлива с оболочкой из стали X18N10T [14].

## Заключение

За прошедший с пуска первого энергетического реактора БН-350 на быстрых нейтронах период накоплен уникальный опыт послереакторных исследований и материаловедческого обоснования работоспособности конструкционных, топливных, поглощающих и функциональных материалов, подверженных высокоэнергетическому нейтронному облучению. АО «ИРМ» является неизменным участником таких исследований и обладателем необходимых компетенций для оперативного контроля фактического состояния материалов действующих и перспективных реакторов с натриевым первым контуром охлаждения, а в перспективе с газовым, жидкосолевым тяжелым жидкометаллическим теплоносителями.

По результатам многолетних реакторных и обязательных послереакторных исследований обоснован переход активной зоны БН-600 на максимальные выгорание 14,6% т.а. и повреждающую дозу 116 сна [15]. На основании предварительного опыта эксплуатации и послереакторных исследований экспериментальных твэлов БН-600

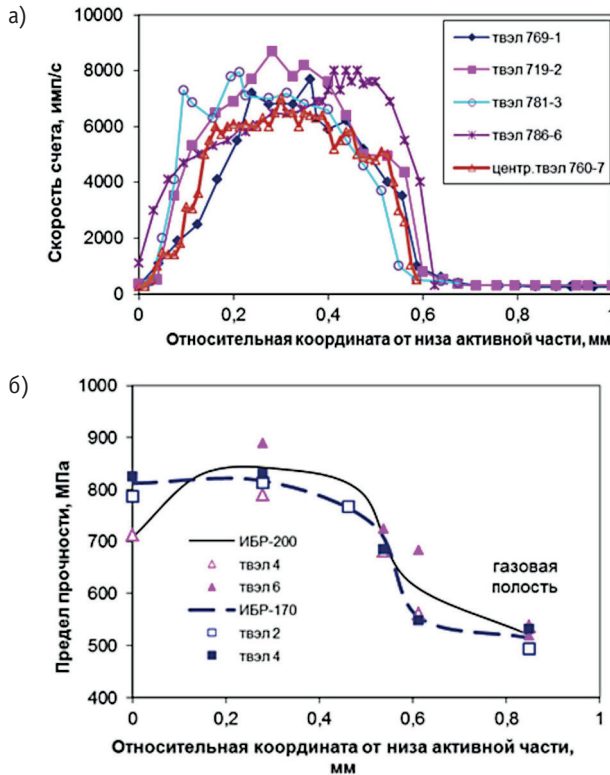


Рис. 11. Результаты гамма-сканирования (относительная погрешность 5%) твэлов (а) и прочностные (относительная погрешность 10%) характеристики ( $D_{\text{макс}} \sim 13$  сна) материала оболочки (б)

с осени 2022 г. осуществляется эксплуатация активной зоны БН-800 с полной нагрузкой МОКС-топливом до выгорания 9,7% т.а. [15].

Необходимо отметить, что современная реальность с учетом естественного износа оборудования, новых требований к качеству и объемам послереакторных исследований, будущего расширения спектра объектов исследования, в частности, реактора БН-800, требует поддержания и совершенствования материальной базы. В этом направлении в АО «ИРМ» ведутся работы на долгосрочную перспективу по реконструкции и расширению технических возможностей существующего КЗК.

### Литература

1. Барсанов В.И., Головачев М.Г., Дьяков А.А., Зеленов В.И., Злоказов С.Б., Карпечко С.Г., Козлов А.В., Менькин Л.И., Перехожев В.И., Пивоваров В.Е., Синельников Л.П. Атомный материаловедческий центр СФ НИКИЭТ и его экспериментально-методические возможности. *ВАНТ. Серия: Ядерная техника и технология*. 1992;4:3–19.
2. Кинёв Е.А. Структура таблеточного оксидного топлива и его коррозионное воздействие на оболочку твэла реактора БН-600. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2011;1:169–176. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2011/01.pdf> (дата обращения 20.03.2025).
3. Аверин Е.Б., Костоусов И.М., Серовикова Е.В., Щербаков Е.Н. Методы и устройства для исследования физико-механических свойств материалов. *ВАНТ. Серия: Ядерная техника и технология*. 1992;3:43–51.

4. Асипцов О.И., Козлов А.В., Щербаков Е.Н., Ершова О.В. Радиационно-термические изменения термического расширения конструкционной стали БН-600. *Сб. трудов VII российской конференции по реакторному материаловедению*. Димитровград, ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2003, т. 2, ч. 3, с. 96–103.

5. Синельников Л.П., Аверин С.А., Козлов А.В., Шихалев В.С., Барсанова С.В., Евсеев М.В., Кинёв Е.А., Лютикова М.С., Цыгвинцев В.А., Глушкова Н.В., Панченко В.Л., Пастухов В.И., Барыбин А.В. Оборудование и методики послереакторных исследований в комплексе защитных камер АО «ИРМ». *Атомная энергия*. 2016;121(4):187–194. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/451> (дата обращения 20.03.2025).

6. Научный годовой отчет АО «Институт реакторных материалов» (отчет об основных научно-исследовательских работах, выполненных в 2021 г.). Заречный, АО «ИРМ», 2022, 91 с. URL: <http://www.irm-atom.ru/documents/nauchnyj-godovoj-otchet-2021> (дата обращения 20.03.2025).

7. Научный годовой отчет АО «Институт реакторных материалов» (отчет об основных научно-исследовательских работах, выполненных в 2023 г.). Заречный, АО «ИРМ», 2024, 102 с. URL: <http://www.irm-atom.ru/documents/nauchnyj-godovoj-otchet-2023> (дата обращения 20.03.2025).

8. Кинёв Е.А., Цыгвинцев В.А. Анализ структуры, газовыделения и параметра кристаллической решетки ядерного топлива. *ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2018;3:138–146. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2018/3-13.pdf> (дата обращения 20.03.2025).

9. Научный годовой отчет АО «Институт реакторных материалов» (отчет об основных научно-исследовательских работах, выполненных в 2022 г.). Заречный, АО «ИРМ», 2023, 80 с. URL: <http://www.irm-atom.ru/documents/nauchnyj-godovoj-otchet-2022> (дата обращения 20.03.2025).

10. Кинёв Е.А., Барыбин А.В., Панченко В.Л., Цыгвинцев В.А. Методики материаловедческих исследований нитридного ядерного топлива. *ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы*. 2021;3(109):83–93.

11. Кинёв Е.А., Ярков В.Ю., Исинбаев А.Р., Бельтюков И.Л., Тарасов Б.А., Иванов А.Ю. Распухание нитридного топлива при разных температурах экспериментального облучения на разных стадиях выгорания. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2024;1:87–95. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.07> (дата обращения 20.03.2025)

12. Kinev E.A. The working capacity analysis of boron carbide after two-year operation as an emergency protection material of the fast reactor. *IAEA. Proc. of International Conf. FR-23. CN-291-66*.

13. Кинёв Е.А., Пастухов В.И., Ярков В.Ю., Плаксин О.А., Чесноков Е.А. Исследование взаимодействия сплава ВН-2АЭ с сурьмой до и после реакторного облучения. *ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2024;2:205–211. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2024/issue2024-2-205-211.pdf> (дата обращения 20.03.2025).

14. Кинёв Е.А., Щербаков Е.Н., Евсеев М.В. Состояние стали ЭИ-847 после многолетнего нейтронного облучения в натрии. *ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы*. 2018;5(96):42–47.

15. Крюков А.Н., Васильев Б.А., Фарахшин М.Р. Состояние и перспективы развития топлива для реакторов БН. *ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы*. 2023;5(121):173–181. URL: <https://vniinm.tvcl.ru/press-center/jurnal-vant/> (дата обращения 20.03.2025).

Поступила в редакцию 24.03.2025  
После доработки 03.07.2025  
Принята к опубликованию 20.08.2025

## Авторы

Кинёв Евгений Александрович, ведущий научный сотрудник, к.т.н.,

E-mail: kinev\_ea@irmatom.ru

Евсеев Михаил Васильевич, старший научный сотрудник,

E-mail: irm@irmatom.ru

Аверин Сергей Александрович, ведущий научный сотрудник, к.т.н.,

E-mail: irm@irmatom.ru

Портных Ирина Александровна, ведущий научный сотрудник, к.ф.-м.н.,

E-mail: irm@irmatom.ru

Барыбин Андрей Владимирович, старший научный сотрудник,

E-mail: irm@irmatom.ru

Глушкова Наталья Владимировна, начальник отделения,

E-mail: irm@irmatom.ru

UDC 621.039.531

## Experience in Materials Science Performance Assessment of the Structural, Absorption and Fuel Materials of Sodium-Cooled Reactors

Kinev E.A., Evseev M.V., Averin S.A., Portnykh I.A., Barybyn A.V., Glushkova N.V.

*Research Institute of Nuclear Materials JSC,*

*Post office box 29, 624250 Zarechny, Sverdlovsk reg., Russia*

### Abstract

Materials science studies of structural, absorbing and fuel materials are the practical basis for assessing the current state, predicting the operability and verifying the calculation codes for the behavior of critical elements of nuclear reactors. For 42 years, Joint-Stock Company 'Institute of Reactor Materials' has been an active participant in industry programs for the development of a promising area of domestic energy based on sodium fast neutron reactors. Over the past period, invaluable experience in practical and analytical studies of highly active reactor materials has been acquired and is constantly being developed, in particular, BN-350, IBR-2 and BN-600 fuel rods, covers, absorbing elements, photoneutron sources, BN-600 simulator package, high-dose materials science assemblies with promising structural materials. Mock-up studies of fuel in the 'PRORYV' direction, irradiated to 3.5% FIMA in our own IVV-2M research reactor, have been carried out. At present, advance preparation of protective chambers for materials science studies of replaceable elements of the active zone of the new generation BN-800 and BN-1200 reactors is underway.

**Keywords:** materials science research, fuel element, absorption element, neutron source, cladding, fuel, boron carbide, antimony core.

**For citation:** Kinev E.A., Evseev M.V., Averin S.A., Portnykh I.A., Barybyn A.V., Glushkova N.V. Experience in Materials Science Performance Assessment of the Structural, Absorption and Fuel Materials of Sodium-Cooled Reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2025;3:153–168. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.11> (in Russian).

### References

1. Barsanov V.I., Golovachev M.G., Dyakov A.A., Zelenov V.I., Zlokazov S.B., Karpechko S.G., Kozlov A.V., Menkin L.I., Perekhozhev V.I., Pivovarov V.E., Sinelnikov L.P. Atomic Materials Science

Center of SF NIKIET and its Experimental and Methodological Capabilities. *VANT. Series: Nuclear Engineering and Technology*. 1992;4:3–19 (in Russian).

2. Kinev E.A. Structure of pellet oxide fuel and its corrosive effect on the fuel cladding of the BN-600 reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2011;1:169–176. URL: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2011/01.pdf> (accessed Mar.20, 2025) (in Russian).

3. Averin E.B., Kostousov I.M., Serovikova E.V., Shcherbakov E.N. Methods and devices for studying the physical and mechanical properties of materials. *VANT. Series: Nuclear Engineering and Technology*. 1992;3:43–51 (in Russian).

4. Asiptsov O.I., Kozlov A.V., Shcherbakov E.N., Ershova O.V. Radiation-thermal changes in thermal expansion of structural steel BN-600. Proc. of the VII Russian conf. on reactor materials science. Dimitrovgrad, FSUE 'SSC RF NIIAR', 2003, v. 2, part 3, pp. 96–103 (in Russian).

5. Sinelnikov L.P., Averin S.A., Kozlov A.V., Shikhalev V.S., Barsanova S.V., Evseev M.V., Kinev E.A., Lyutikova M.S., Tsygvintsev V.A., Glushkova N.V., Panchenko V.L., Pastukhov A.V., Barybin A.V. Equipment and Methods of Post-Reactor Studies of Materials in a Block of Shielded Enclosures at Institute of Reactor Materials. *Atomic Energy*. 2017;121:240–248. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-017-0191-6>

6. Scientific annual report of JSC Institute of Nuclear Materials (report on the main research work carried out in 2021). Zarechny, JSC INM, 2022, 91 p. URL: <http://www.irm-atom.ru/documents/nauchnyj-godovoj-otchet-2021> (accessed Mar.20, 2025) (in Russian).

7. Scientific annual report of JSC 'Institute of Nuclear Materials' (report on the main research work performed in 2023). Zarechny, JSC 'INM', 2024, 102 p. URL: <http://www.irm-atom.ru/documents/nauchnyj-godovoj-otchet-2023> (accessed Mar.20, 2025) (in Russian).

8. Kinev E.A., Tsygvintsev V.A. Analysis of the structure, gas evolution and crystal lattice parameter of nuclear fuel. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2018;3:138–146. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2018/3-13.pdf> (accessed Mar.20, 2025) (in Russian).

9. Scientific annual report of JSC 'Institute of Nuclear Materials' (report on the main research work performed in 2022). Zarechny, JSC 'INM', 2023, 80 p. URL: <http://www.irm-atom.ru/documents/nauchnyj-godovoj-otchet-2022> (accessed Mar.20, 2025) (in Russian).

10. Kinev E.A., Barybin A.V., Panchenko V.L., Tsygvintsev V.A. Methods of materials science studies of nitride nuclear fuel. *VANT. Series: Materials Science and New Materials*. 2021;3(109):83–93 (in Russian).

11. Kinev E.A., Yarkov V.Yu., Isinbayev A.R., Beltyukov I.L., Tarasov B.A., Ivanov A.Yu. Swelling of nitride fuel under different experimental irradiation temperatures at the early burnout stages. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2024;1:87–95. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.07> (accessed Mar.20, 2025) (in Russian).

12. Kinev E.A. The working capacity analysis of boron carbide after two-year operation as an emergency protection material of the fast reactor. IAEA. Proc. of International Conf. FR-23. CN-291-66.

13. Kinev E.A., Pastukhov V.I., Yarkov V.Yu., Plaksin O.A., Chesnokov E.A. Study of the interaction of VN-2AE alloy with antimony before and after reactor irradiation. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2024;2:205–211. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2024/issue2024-2-205-211.pdf> (accessed Mar.20, 2025) (in Russian).

14. Kinev E.A., Shcherbakov E.N., Evseev M.V. State of EI-847 steel after long-term neutron irradiation in sodium. *VANT. Series: Materials Science and New Materials*. 2018;5(96):42–47 (in Russian).

15. Kryukov A.N., Vasiliev B.A., Farakshin M.R. Status and development prospects of fuel for BN reactors. *VANT. Series: Materials Science and New Materials*. 2023;5(121):173–181. URL: <https://vniim.tvel.ru/press-center/jurnal-vant/> (accessed Mar.20, 2025) (in Russian).

### Authors

Evgeny A. Kinev, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [kinev\\_ea@irmatom.ru](mailto:kinev_ea@irmatom.ru)

Mikhail V. Evseev, Senior Researcher,

E-mail: [irm@irmatom.ru](mailto:irm@irmatom.ru)

Sergey A. Averin, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [irm@irmatom.ru](mailto:irm@irmatom.ru)

Irina A. Portnykh, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: [irm@irmatom.ru](mailto:irm@irmatom.ru)

Andrey V. Barybin, Senior Researcher,

E-mail: [irm@irmatom.ru](mailto:irm@irmatom.ru)

Natalya V. Glushkova, Head of Department,

E-mail: [irm@irmatom.ru](mailto:irm@irmatom.ru)