



## **V.    Материалы для          ядерной и          термоядерной          энергетики**



## **Взаимосвязь изменений микроструктуры и механических свойств стали типа X18H10T, облучённой при низких температурах в энергетических реакторах**

Е. В. Боев, В. С. Неустроев, З. Е. Островский

ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград, Ульяновской области, Россия, (egor\_b@sai-net.ru)

Несмотря на длительную эксплуатацию энергетических реакторов типа ВВЭР до сих пор не были получены данные по радиационной стойкости сталей типа X18H10T – материале внутрикорпусных устройств (выгородка, шахта и т.д.), облученных непосредственно в реакторах ВВЭР. В последние несколько лет в ГНЦ РФ НИИАР были проведены исследования направляющих каналов СУЗ ТВС из стали X18H10T, облучённых в реакторе ВВЭР-1000 Ровенской АЭС. Анализ этих результатов и новых, полученных при исследовании направляющих каналов из ТВС реактора ВВЭР-1000 Балаковский АЭС и посвящена настоящая работа.

Образование таких радиационных дефектов как дислокационные петли, поры, радиационно-индуцированные выделения вторых фаз приводит к значительным изменениям физико-механических свойств материала. Учитывая уже известные данные о поведении сталей аустенитного класса после облучения [1-2], целью работы является изучение дозовых изменений микроструктуры и механических свойств стали 06X18H10T после облучения непосредственно в реакторе ВВЭР-1000 и их взаимосвязи.

Были проведены электронно-микроскопические исследования параметров микроструктуры облучённой и необлучённой стали типа X18H10T. Построены зависимости от повреждающей дозы параметров микроструктуры (размер и концентрация дислокационных петель) облучённой стали типа X18H10T.

Из полученных дозных зависимостей механических свойств наблюдается резкое упрочнение материала с выходом на насыщения начиная с повреждающих доз  $\approx 5$  смещений на атом (сна) на уровень  $\approx 500$  МПа для предела текучести и резкое снижение пластических характеристик до значений 1-3 %.

На основе известной формулы о связи параметров микроструктуры материала с приростом прочности найдена достаточно хорошая корреляция расчётных (модельных) значений упрочнения с экспериментальными.

### **Литература**

1. В. С. Неустроев, В. К. Шамардин, Г. А. Шиманский, Е. В. Боев, А. В. Захаров. Упрочнение аустенитной стали X18H10T, облучённой при температуре около 300 °С в реакторах ВВЭР-1000., Труды XIV Международного совещания «Радиационная физика твёрдого тела» (Севастополь, 5-10 июля 2004 г.), М., НИИ ПМТ МГИЭМ (ТУ), 2004 г., с.329-334.

2. В. С. Неустроев, В. Г. Дворецкий, З. Е. Островский, В. К. Шамардин, Г. А. Шиманский. Исследования микроструктуры и механических свойств стали 08X18H10T после облучения в активной зоне реактора ВВЭР-1000. Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 3(83). 2003. с.73-78.

**Сравнительные исследования изменений структуры и механических свойств аустенитной стали 06X16H15M2Г2ТФР и феррито-мартенситной стали X13M2БФР при высокодозном нейтронном облучении**

С. В. Брюшкова, Е. А. Кинев, А. В. Козлов, С. А. Аверин,  
В. Л. Панченко, И. А. Портных, В. Н. Шемякин  
ФГУП «Институт реакторных материалов», 624250  
г. Заречный Свердловской обл., Россия (sfti@uraltc.ru)

Аустенитная сталь 06X16H15M2Г2ТФР используется в качестве конструкционного материала элементов активных зон атомных реакторов. Эта сталь при высокодозном облучении подвержена распуханию, что снижает ее эксплуатационный ресурс. Феррито-мартенситная сталь X13M2БФР рассматривается как кандидатный материал для использования его в качестве оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах.

Для сопоставления действия облучения на стали 06X16H15M2Г2ТФР и X13M2БФР проведены исследования после высокодозного облучения в реакторе на быстрых нейтронах при температурах от 380 °С до 600 °С до доз 20-70 сна. Приведены данные структурных изменений и механические свойства этих сталей.

После облучения при температуре 380-420 °С обнаружено, что у стали X13M2БФР происходит снижение свойств пластичности при температуре испытаний 400 °С. Структурные исследования выявили, что при этом в стали выпадает большое количество  $\alpha'$ -фазы и происходит обеднение кристаллической матрицы по хрому. Облучение до максимальной повреждающей дозы при температурах ~500 °С практически не приводит к распуханию. Доминирующей фазой становится  $\chi$ -фаза, а пластичность остается на достаточно высоком уровне.

Аустенитная сталь, напротив, имеет наихудшие механические свойства после облучения при 470-500 °С. Структурные исследования показывают, что при этом образуется большое количества радиационных пор, так что распухание достигает ~10 % , что является основной причиной охрупчивания.

Сопоставление результатов исследований сталей показывает, что после действия нейтронного облучения в вышеуказанных диапазонах температур и повреждающих доз феррито-мартенситная сталь X13M2БФР по комплексу механических свойств выглядит предпочтительней аустенитной стали 06X16H15M2Г2ТФР.

## **Synergistic effect of temperature, dpa rate and stress to determine the swelling of AISI 304 stainless steel in hexagonal wrappers and fuel pin cladding**

F. A. Garner<sup>1</sup> and B. J. Makenas<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Pacific Northwest National Laboratory,

Richland, WA, USA (frank.garner@pnl.gov)

<sup>2</sup> Fluor Hanford Company, Richland, WA, USA

After the discovery in Britain of the void swelling phenomenon there was a strong focus in the USA on swelling in annealed AISI 304 stainless steel, since it was the primary construction material of the EBR-II fast reactor. This steel was indeed found to be swelling to rather large levels. After a period of rather intense examination this steel was discarded as a construction candidate for other reactors such as FFTF. Further investigation of this steel was not performed, and ongoing EBR-II experiments directed toward the use of AISI 304 for FFTF fuel cladding were terminated without analysis or publication.

Recently, interest in the swelling behavior of this steel has been resurrected due to the realization that austenitic internal components of pressurized water reactors are slowly developing swelling. The majority of the internals are constructed from annealed AISI 304 stainless steel, sometimes fastened with cold-worked 304 bolts. Prediction of swelling of these PWR components is rather difficult given the significant difference in neutron flux-spectra, temperature history and coolant environment between PWRs and fast reactors.

This paper examines both previously published data and a large amount of unpublished swelling data of AISI 304 in light of the recently discovered strong influence of neutron flux or dpa rate to affect the duration of the transient regime of swelling, not only in AISI 304 but in austenitic steels in general. It is shown that the combined effect of dpa rate and temperature distribution along any given structural component produces a “swelling loop” that allows estimation of the separate dependencies of swelling on temperature and dpa rate. In components operating under stress the loop is modified, moving to lower dpa levels. It is also shown that over a wide range of irradiation conditions the terminal steady-state swelling rate of AISI 304 is consistent with the ~1 %/dpa characteristic of austenitic stainless steels. At first observation components which span a wide range of temperature and dpa rate can give a misleading impression that the 1%/dpa swelling rate has not been reached, however. When flux and temperature effects are properly taken into account, the 1 %/dpa is observed.

These insights provide some guidance in the extrapolation of swelling data from PWR and VVER components at relatively low exposures to higher neutron exposure.

## **Структура и свойства стали 08X16H11M3, облученной в реакторе БН-350 до высоких повреждающих доз**

О. П. Максимкин\*, М. Н. Гусев\*, К. В. Цай\*, О. В. Тиванова\*

\*Институт Ядерной Физики, Алматы,  
Республика Казахстан (gusev.maxim@inp.kz)

Исследовали аустенитную нержавеющую сталь 08X16H11M3 – материал шестигранного чехла тепловыделяющей сборки реактора БН-350, облученной до максимальной повреждающей дозы 15.6 сна. С применением методов просвечивающей электронной микроскопии (ПЭМ) и металлографии рассчитаны параметры структуры (пористость, характер распределения дефектов). В результате механических испытаний на одноосное растяжение определены характеристики прочности и пластичности, а также выявлены особенности деформационного поведения и разрушения данного материала.

Получено корреляционное соотношение между дозовыми изменениями предела текучести  $\sigma_{0.2}$  и микротвердости  $H_v$ , которое сопоставляется с литературными данными для других материалов и различных условий облучения.

В результате электронно-микроскопических исследований подтверждено, что особенности возникновения вакансионных пор, в частности, значение порогового флюенса, существенно зависит от скорости набора повреждающей дозы. Обнаружено образование пор уже при повреждающей дозе 1,27 сна, скорости облучения  $0,39 \cdot 10^{-8}$  сна/с и температуре облучения 281 °С.

Показано, что деформация облученной стали протекает неомогенно и при низких значениях общей пластичности локальные деформации могут достигать значительных величин, сопоставимых с необлученной сталью. С применением метода оптической деформационной экстензометрии установлен характер взаимосвязи между значениями истинных напряжений и локальных деформаций в развивающейся шейке высокооблученных образцов.

С использованием методов магнитометрии и ПЭМ исследован характер и особенности прямого (при деформации) и обратного (при постдеформационном отжиге) мартенситного  $\gamma \leftrightarrow \alpha$  превращения.

Анализируются зависимости характеристик прочности и пластичности, а также параметров структуры от флюенса, температуры облучения и скорости набора повреждающей дозы.

## **Разработка структуры и создание базы данных по физике радиационных повреждений реакторных материалов**

Б. А. Калинин, Г. А. Биржевой\*, Г. Н. Елманов, В. В. Светухин\*\*,  
Е. А. Смирнов, С. И. Чаусова  
Московский инженерно-физический институт, Россия (kalin@phm.mephi.ru)  
\*ФЭИ, г. Обнинск, Россия  
\*\*ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, г. Димитровград, Россия

На первом этапе работы разработана структура компьютерной базы данных по диффузионным характеристикам материалов, диаграммам состояния металлических систем, пороговым энергиям смещения и характеристикам точечных дефектов.

Разработанная система доступа к данным предусматривает удаленный доступ к данным через сеть Internet, а также возможность удаленного администрирования базы на основе технологии клиент-сервер.

Интерфейс программы позволяет проводить поиск и сортировку данных по различным критериям, проводить аппроксимацию температурных зависимостей различными уравнениями и их графическое представление, а также определять основные диффузионные характеристики материалов в заданном диапазоне температур.

Проведен поиск и подбор научно-технической информации по коэффициентам самодиффузии, примесной диффузии и диффузии компонентов в сплавах  $\alpha$ - и  $\beta$ -Zr.

В соответствии с разработанной структурой подготовлены материалы для заполнения разделов базы данных по чистоте используемого материала, используемых изотопов, методик измерения, температур и соответствующих им коэффициентов диффузии. Поскольку часть имеющихся в литературе данных приведена в виде графиков зависимости значений коэффициентов диффузии от температуры, была проведена компьютерная обработка этих графиков с целью представления экспериментальных точек в виде таблиц с оценкой погрешности такой обработки.

Проведена компьютерная обработка наиболее надежных данных с учетом экспертной оценки с целью получения линейных и нелинейных зависимостей коэффициентов диффузии от температуры. Получены зависимости, рекомендуемые потребителям для оценки значений коэффициентов диффузии. Проведен анализ влияния примесей и легирования на коэффициенты самодиффузии, примесной диффузии и диффузии компонентов в сплавах циркония. Приведены способы оценки и рекомендуемые значения стимулированной диффузии в цирконии.

Разработано программное обеспечение для управления базой данных по диаграммам состояний и их представлению. В базу внесены диаграммы состояния различных систем циркониевых сплавов.

Представлены средние пороговые энергии смещения для различных материалов, в том числе для циркониевых сплавов. Представленные значения базируются в основном результатах компьютерного моделирования низкоэнергетических каскадов.

Представлены характеристики точечных дефектов для металлов, а также вариант базы данных для усредненных характеристик точечных дефектов ГЦК металлов.

## **Низкотемпературное упрочнение аустенитной стали X18H10T, облученной в различных реакторах**

**В. С. Неустроев, В. В. Светухин, В. К. Шамардин, Е. В. Боев**  
ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград, Ульяновской области,  
Россия, 433510 (fae@niiar.ru)

Необходимость в продлении назначенного срока службы реакторов ВВЭР в России и Украине, реакторов RWR и LWR в Европе, Японии и Америке вызвала к жизни появление большого количества исследований радиационных явлений в аустенитных сталях при условиях облучения близких к условиям эксплуатации внутрикорпусных устройств ВКУ энергетических реакторов. Настоящее сообщение посвящено обобщению и анализу результатов исследований упрочнения стали 06X18H10T, облученной в реакторах ВВЭР-1000 при низких (280-320 °С) температурах облучения и сравнение этих результатов с данными по упрочнению подобных сталей, облученных в быстрых реакторах БН-350 и BOR-60.

Были исследованы два направляющих канала из ТВС двух различных реакторов ВВЭР-1000, облученных до максимальных повреждающих доз 9 и 15 сна при температуре 280-320 °С. Получили дозные зависимости характеристик прочности при температуре испытания примерно равной температуре облучения ( $T = 300$  °С). Подтвердили известный факт резкого возрастания характеристик прочности на первом этапе облучения с дальнейшим их насыщением. Уровень насыщения предела текучести образцов стали X18H10T, облученных в реакторе ВВЭР-1000 при температурах около 300 °С составляет 670 МПа и достигается уже к 4-6 сна.

Данные по упрочнению стали X18H10T сравнивались с предложенной моделью распада твердого раствора. Получено хорошее соответствие между экспериментальными данными и предложенной моделью.

Обнаружено хорошее совпадение зависимостей предела текучести для стали AISI 304 L, облученной в реакторе EBR-II и сталей X18H10T, облученных в реакторах ВВЭР-1000 и BOR-60. Это совпадение существует при малых повреждающих дозах и при небольших временах облучения. Увеличение времени облучения может привести к повышению роли частиц вторых фаз в упрочнении сталей и достаточно резкому дополнительному упрочнению, что было обнаружено при исследовании образцов стали, облученных в реакторе БН-350 (данные С. И. Поролло).



## **Влияние низкотемпературного высокодозного нейтронного облучения на набухание, механические свойства и микроструктуру перспективных марок бериллия**

В. П. Чакин, А. О. Посевин

ФГУП “ГНЦ РФ НИИАР” – Научно-исследовательский институт атомных реакторов, 433510, Димитровград, Ульяновская область, Российская Федерация (chakin@niiar.ru)

В данной работе представлены результаты исследования влияния нейтронного облучения в реакторе СМ при температуре 70 °С в области флюенсов  $(0.6-11.1) \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$  ( $E > 0.1 \text{ МэВ}$ ) на набухание, механические свойства и микроструктуру бериллия различных марок. При этом особый интерес представляют данные, полученные на максимальных нейтронных дозах.

В бериллии под воздействием высокоэнергичного нейтронного облучения происходит образование и накопление трансмутированных атомов гелия и трития. Но в силу того, что облучение происходит при низких температурах, диффузионная подвижность внедрённых атомов гелия не велика [1]. Поэтому атомы гелия остаются фактически в местах своего образования. Расчёты показывают, что за время облучения лишь небольшая часть газовых атомов, находящихся в теле зерна, уходит на расстояния порядка 1-10 мкм. Это приводит к накоплению атомов гелия и трития на различных стоках и, как следствие, росту набухания и существенной деградации механических свойств исследуемых марок бериллия [2, 3].

В работе исследованы две марки бериллия (ТВ-56, ТВ-30), изготовленные по технологии горячего выдавливания (ГВ), и две марки (ТИП, ДИП), изготовленные по технологии горячего изостатического прессования (ГИП). Полученные результаты не свидетельствуют об однозначном преимуществе какой-либо из исследованных марок либо использованной технологии производства компактного бериллия с точки зрения сопротивления радиационному повреждению.

Микроструктурные исследования образцов бериллия показали наличие в исходном состоянии микропор довольно значительного размера (1-5 мкм), расположенных преимущественно на границах зёрен. Под воздействием нейтронного облучения в бериллии происходит наполнение данных пор трансмутированными атомами гелия и трития, что приводит к увеличению давления внутри пор и, следовательно, увеличению различного рода напряжений на границах зёрен.

### **Литература**

1. Dalle Donne M., Scaffidi-Argentina F., Ferreco C., Ronchi C., Modelling of swelling and tritium release in irradiated beryllium, Journal of Nuclear Materials, 1994, vol. 212-215, p. 954-960.
2. V. P. Chakin et al., High dose neutron irradiation damage in beryllium as blanket material, Fus. Eng. Des. 58&59 (2001) 535
3. V. P. Chakin, Radiation Damage of Beryllium Blocks of an SM Reactor, The Physics of Metals and Metallography, Vol. 88, No. 2, pp. 200-204.

## Упрочняемые нанооксидами реакторные стали

В. В. Сагарадзе, В. А. Шабашов, А. В. Литвинов, Н. Ф. Вильданова,  
Б. Н. Гощицкий, В. Л. Арбузов  
ИФМ УрО РАН, Екатеринбург, Россия (vsagaradze@imp.uran.ru)

Исследование проведено на Oxide Dispersion Strengthened (ODS) сталях К2 (Х13М2Т2), К5 (Х13М1Т1), К7 (Х13В2Т1) Китайского производства, в которые было добавлено по ~0,4 мас.% порошка оксида  $Y_2O_3$ . Производство реакторных ODS-сталей включает механическое легирование порошков в шаровых мельницах с последующим их спеканием. Важнейшим фактором, коренным образом влияющим на свойства ODS-сталей, является обеспечение деформационного растворения в стальной матрице достаточно «крупных» оксидов иттрия размером 40-100 нм (в процессе длительного размола порошков в мельницах при 300 К) и их последующего выделения (при высокотемпературном спекании) в виде эффективно упрочняющих сталь нанооксидов. В сталях К2, К5 и К7 средний размер выделившихся сложных оксидов  $Y_2O_3-TiO_2$  соответственно составлял 3; 2,5 и 3,3 нм при их концентрации 0,4; 2,0;  $1,6 \times 10^{17} \text{ см}^{-3}$ , что равнялось объемным долям 0,06; 0,16 и 0,30 %. С увеличением количества дисперсных оксидов резко возрастали прочностные характеристики сталей. В частности, в стали К5 после отжига при 1373 К предел текучести  $\sigma_{0,2}$  был равен 1272 МПа, что превышает почти на порядок предел текучести «безоксидной» ферритной стали Х13 обычной металлургической выплавки. Скорость ползучести сталей К5 и К7 при 923 и 973 К и нагрузках 150-450 МПа была существенно меньше, чем обычных реакторных сталей с ГЦК и ОЦК решетками.

Нейтронное облучение ODS-сталей при 77-683 К вызывает их упрочнение и значительное уменьшение характеристик пластичности. Миграция вакансий в ODS-сталях начинается с 220 К, диссоциация комплексов вакансий-атом внедрения происходит при 350 К, а развал вакансионных кластеров при 450 К. Термическая диффузия становится заметной выше 650 К.

В настоящей работе предлагается новый подход к созданию ODS-сталей за счет деформационно-индуцированного введения кислорода из малоустойчивых оксидов железа в легированную иттрием и титаном ферритную нержавеющую сталь с целью последующего формирования термостойких иттрий-титановых нанооксидов в процессе отжига.

Работа выполнена при частичной финансовой поддержке Президиума РАН по нанокристаллической тематике (контракт 34/04), РФФИ (проект 04-02-16053), фонда ММК-Аусфер-Интелс (грант 12-03-03).

## **Особенности поведения конструкционных материалов в спектре нейтронов быстрого реактора большой мощности**

В. В. Чуев

Филиал концерна Росэнергоатом Белоярская АЭС, г. Заречный, Россия (boomerang@uraltc.ru)

Энергоблок с реактором БН-600 Белоярской АЭС успешно эксплуатируется на уровнях мощности, близких к номинальному, в режиме коммерческой выработки электрической и тепловой энергии. Одновременно решаются задачи по испытанию и проверке новых научно-технических разработок. За время эксплуатации БН-600 накоплен уникальный опыт по различным проблемам реакторов на быстрых нейтронах, который несомненно реализуется при сооружении энергоблоков с реакторами следующих поколений.

Одной из важнейших составных частей энергоблока является активная зона (АкЗ) реактора, определяющая безопасность и экономичность его работы. Проектные характеристики активной зоны первого типа загрузки по выгоранию не были достигнуты в начальный период эксплуатации. В результате двух модернизаций была достигнута устойчивая работа активной зоны с максимальным выгоранием топлива 10 % т.а.

Начиная с 1995 года, на реакторе БН-600 проводились испытания штатных тепловыделяющих сборок на повышенные выгорания топлива с наработкой ~560 эф. суток для основного массива ТВС и до ~720 эф. суток для периферийных ТВС зоны большого обогащения. Конечная цель этих работ – внедрение в штатную эксплуатацию активной зоны третьей модернизации с традиционными конструкционными материалами элементов АкЗ и штатным таблеточным урановым топливом с максимальным выгоранием топлива ~11 % т.а. В результате улучшатся технико-экономические показатели реактора; увеличатся кампании ТВС от 480 до 560 эф. суток; повысится выгорание топлива от ~60 до ~70 МВт·сут/кг  $UO_2$  при увеличении повреждающей дозы на материалы на ~ 10 % в максимуме до 82 сна; снизятся усредненные температуры облучения конструкций, удельные нагрузки на твэлы; уменьшится ежегодное потребление свежего топлива на 14÷18 % и соответствующий объем облученного топлива, отправляемого на переработку; реализуется четырехкратный режим перегрузок активной зоны и обеспечится более оптимальный режим работы реактора с разными интервалами между перегрузками в летний (~110 эф. суток) и зимний периоды эксплуатации (~170 эф. суток).

Наиболее оптимальным для целей теплофикации от энергоблока БН-600 и максимального использования топлива с четырехкратным режимом перегрузок активной зоны является увеличение ресурса ТВС до 584 эф. суток [1] и соответствующего выгорания топлива ~11.5 % т.а. По результатам работы [1] для энергоблока с БН-600, работающего в условиях сезонного ограничения с плановым коэффициентом установленной мощности ~80 %, длительность следующей оптимальной топливной кампании следует считать 876 эф. суток с шестикратным режимом перегрузок активной зоны (максимальное выгорание топлива ~17 % т.а.). Промежуточным неоптимальным

вариантом с пятикратным режимом перегрузок активной зоны является кампания длительностью 730 эф. суток (максимальное выгорание топлива ~ 14 % т.а.) [1].

В связи с принятием политического решения об утилизации плутония военного происхождения поставлена задача разработки гибридной активной зоны БН-600, в которой часть ТВС со штатным урановым топливом должна быть заменена на ТВС со смешанном уран-плутониевым и количество ТВС боковой зоны воспроизводства может быть сокращено заменой части нарабатывающих плутоний сборок на сборки стальной защиты и/или сборки для наработки изотопов.

В настоящей работе с целью обзора достаточности экспериментального обоснования и выявления проблем реализации поставленных задач представлены основные результаты систематических послереакторных исследований работоспособности твэлов и ТВС, испытанных в активных зонах реактора БН-600 первой и второй модернизации.

#### **Литература**

1. Н. Н. Ошканов. Планирование топливной кампании при фиксированном цикле работы АЭС. – Атомная энергия, Т.91, вып. 6, декабрь 2001 г., с.488-489.

### **Оценка стойкости к электронному облучению графитоподобного материала рентгендифракционным методом**

А. Е. Шестаков, В. В. Плохой, И. Л. Святков  
РФЯЦ ВНИИТФ, Снежинск, Россия (btk@vniitf.ru)

Проведено рентгенографическое исследование состояния образцов графитоподобного материала с повышенным содержанием изотопа  $C^{13}$  после облучения электронным пучком с энергией 660 кэВ и мощностью до 1000 Вт/см<sup>2</sup>.

Вычислены степень графитизации и размеры блоков когерентного рассеяния материала до и после облучения. Показано, что при температурах до 2000 °С изменения материала образцов под воздействием электронного облучения незначительны и обусловлены в большей мере продолжительностью облучения, чем мощностью нагрева. Работа проводилась в интересах проекта МНТЦ № 2257

## Влияние структурно-фазового состояния циркониевых сплавов, содержащих ниобий, на деформацию радиационного роста

В. Н. Шишов<sup>1</sup>, М. М. Перегуд<sup>1</sup>, А. В. Никулина<sup>1</sup>, Ю. В. Пименов<sup>2</sup>  
Г. П. Кобылянский<sup>3</sup>, А. Е. Новоселов<sup>3</sup>, З. Е. Островский<sup>3</sup>, А. В. Обухов<sup>3</sup>  
<sup>1</sup>ФГУП Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических  
материалов, г. Москва, Россия (gor@bochvar.ru)  
<sup>2</sup>ОАО «ТВЭЛ», г. Москва, Россия  
<sup>3</sup>ФГУП «ГНЦ РФ Научно-исследовательский институт атомных реакторов»,  
г. Димитровград, Ульяновская область, Россия

Для оптимизации состава и структурно-фазового состояния циркониевых сплавов продолжается совершенствование сплавов Э110 (Zr-1%Nb) и Э635 (Zr-1%Nb-0.35%Fe-1.2%Sn), хорошо зарекомендовавших себя в отношении сопротивления радиационной ползучести, деформации радиационного роста (ДРР), высоких прочностных характеристик, коррозии. Различие свойств этих сплавов определяется их состоянием, связанным с легирующим составом и примесями. Исследовано структурно-фазовое состояние сплавов систем Zr-Nb и Zr-Nb-Fe-Sn, термообработанных в  $\alpha$  и  $(\alpha+\beta)$ -областях и изучено его влияние на ДРР при облучении в реакторе БОР-60 при  $T = 315-350$  °C. Выявлено существенное различие ДРР рекристаллизованных сплавов этих систем и меньшее для Zr-Nb-Fe-Sn в разном структурно-фазовом состоянии. Инкубационный период до стадии ускоренного роста определяется составом  $\alpha$ -матрицы, фазовым состоянием и исходной дислокационной структурой. Нейтронное облучение приводит к перераспределению легирующих элементов между матрицей  $\alpha$ -Zr и выделениями, изменению состава твердого раствора и влияет на накопление радиационных дефектов, их подвижность, анизотропию и формирование вакансионных с-компонентных дислокационных петель. Появление таких с-петель обычно коррелирует с ускорением ДРР циркониевых труб в осевом направлении в соответствии с их текстурой.

Установлены основные закономерности фазовых превращений при облучении.

Выделения  $\beta$ -Nb в сплавах Zr-Nb изменяют состав с уменьшением содержания Nb от ~ 90 % до ~ 50 %, формируются вторичные выделения, обогащенные ниобием. Фаза  $\beta$ -Zr испытывает радиационно-стимулированный распад, а выделения фазы Лавеса  $Zr(Nb,Fe)_2$  изменяют состав (снижается содержание Fe) и кристаллическую структуру, ГПУ  $\rightarrow$  ОЦК (типа " $\beta$ -Nb"). Выделения Т-фазы  $(Zr,Nb)_2Fe$  с решеткой ГЦК сохраняют состав и кристаллическую структуру.

Сопоставлены результаты ДРР циркониевых сплавов от флюенса нейтронов с разным энергетическим спектром на основе величины повреждающей дозы (сна). Представленная графическая зависимость позволяет сравнить результаты экспериментов в исследовательских и промышленных реакторах и прогнозировать поведение циркониевых материалов при длительной эксплуатации и высоких выгораниях в промышленных реакторах. Обсуждаются результаты удлинения изделий ТВС в реакторах во взаимосвязи с явлением радиационного роста.

## **Влияние температуры и длительности старения на изменение структуры и физико-механических свойств стали 1X13M2БФР**

Е. Н. Щербаков, А. В. Козлов, В. Н. Шемякин, М. В. Евсеев, В. С. Шихалев,  
О. В. Ершова, П. И. Яговитин, А. П. Исаков  
ФГУП «ИРМ» г. Заречный а/я 29, 624250, Свердловская область, Россия (sfti@uraltc.ru)

Материал оболочек твэлов из стали 1X13M2БФР (ЭП 450) в реакторе испытывает комбинированное воздействие повышенных температур в диапазоне 400÷600 °С и нейтронного потока, интенсивность которого меняется по высоте активной зоны. После эксплуатации наблюдается заметное различие в структурно-фазовом состоянии материала в различных участках оболочки твэла. Это сопровождается изменением прочностных и пластических свойств. Сталь, показывая хорошее сопротивление радиационному распуханию, обнаруживает потерю пластичности в зонах с температурой 400÷500 °С.

Для выяснения влияния температуры на изменение служебных свойств стали проведено изучение изменения электросопротивления и модуля Юнга при температурах 400 и 500 °С в процессе длительного старения. При температуре 400 °С в течение 500 часов на трубчатых образцах, вырезанных из готовых оболочечных труб в исходном состоянии, значение электросопротивления уменьшилось на 4 %, а при последующем увеличении температуры до 500 °С в течение 500 часов оно постепенно вновь увеличилось до исходной величины. Модуль Юнга при 400 °С не изменялся, а при повышении температуры до 500 °С произошло его скачкообразное возрастание.

Для объяснения наблюдаемых явлений проведено исследование структуры образцов.