

ВЛИЯНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ НА ИЗМЕНЕНИЕ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЕЙ ЭК-164 И ЧС-68.

С.В. Барсанова, А.В. Козлов, О.Б. Шило (АО «ИРМ» г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2018. ВЫП. 5(96). С. 4-12.

Приведены результаты испытаний оболочек тонкостенных труб малого диаметра двух сталей ЭК-164 и ЧС-68 после облучения быстрыми нейтронами в широком интервале температур и повреждающих доз. Построены температурно-дозовые зависимости изменения кратко-временных механических свойств при рабочих температурах эксплуатации после испытаний в двух схемах нагружения. Выявлено, что по данным испытания трубчатых образцов механические свойства стали ЭК-164 выше, чем ЧС-68. Снижение прочности и пластичности сталей наблюдается в зоне максимального формоизменения, где реализуется механизм разрушения по радиационным порам. Вторая область снижения механических свойств наблюдается при температурах облучения выше 550 °С, где при испытании кольцевых образцов реализуется механизм межкристаллитного разрушения (рис. – 8, табл. – 2, список литературы – 5 назв.).

Ключевые слова: аустенитные стали, прочность, пластичность, формоизменение, повреждающая доза, температура облучения.

THE EFFECT OF FAST NEUTRON IRRADIATION ON CHANGES IN MECHANICAL PROPERTIES OF EK-164 AND CHS-68 AUSTENITIC STEELS.

S.V. Barsanova, A.V. Kozlov, O.B. Shilo (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2018. ED. 5(96). P. 4-12.

The examination results of claddings for thin-walled small diameter tubes made of EK-164 and ChS-68 steels after fast neutron irradiation within the wide temperature and damage dose ranges are given. Temperature-dose dependencies of changes in short-term mechanical properties at normal operation temperatures are built after tests in two loading modes. It was found out that, according to tubular sample testing the mechanical properties of EK-164 steel are higher than those of ChS-68 one. Strength and plasticity reductions of steels are detected in the area of maximum deformation, where fracture mechanism takes place in radiation-induced voids. The second reduction area of mechanical properties is observed at irradiation temperatures higher than 550 °C with intercrystalline fracture mechanism during annular sample testin. (fig. – 8, tables – 2, references – 5).

Keywords: austenitic steels, strength, plasticity, deformation, damage dose, irradiation temperature.

НЕОДНОРОДНОСТЬ РАДИАЦИОННОЙ ПОРИСТОСТИ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА ИЗ АУСТЕНИТНОЙ СТАЛИ X16H19M2Г2БТФПР. ^{1,2}В.И. Пастухов, ^{1,3}В.Л. Панченко, ¹И.А. Портных, ^{1,3}С.А. Аверин, ¹А.В. Козлов (¹АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.; ²«Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург; ³НИЯУ «МИФИ», г. Москва) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2018. ВЫП. 5(96). С. 13-22.

Методом сканирующей электронной микроскопии при помощи детектора отраженных электронов (BSE) проведено исследование радиационной пористости по толщине оболочки твэла из стали X16H19M2Г2БТФПР. Исследованный образец облучался при температуре около 480 °С до интегральной повреждающей дозы порядка 87 сна. Показано, что от внутренней к наружной поверхности происходит уменьшение среднего размера и увеличение концентрации радиационных пор, что обусловлено градиентом температуры по толщине оболочки. В центральных слоях оболочки распухание в среднем составляет ~0,5%. В зонах вблизи внутренней и наружной поверхностей наблюдается неоднородность радиационной пористости. Показано, что локальная неоднородность радиационной пористости зависит от структурного состояния материала, а именно плотности микродвойников и областей с высокой концентрацией дислокаций (рис. – 4, табл. – 1, список литературы – 17 назв.).

Ключевые слова: оболочка твэла, радиационное распухание, аустенитная сталь, сканирующая электронная микроскопия, обратно отраженные электроны, ориентационная микроскопия.

NON-UNIFORMITY OF RADIATION-INDUCED POROSITY OF FUEL PIN CLADDING MADE OF 16Cr-19Ni-2Mo-2Mn-Nb-Ti-V-P-B AUSTENITIC STEEL. ^{1,2}V.I. Pastukhov, ^{1,3}V.L. Panchenko, ¹I.A. Portnykh, ^{1,3}S.A. Averin, ¹A.V. Kozlov (¹JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region; ²«Ural Federal University named after the first President of Russia B.N. Yeltsin», Ekaterinburg; ³National Research Nuclear University MEPhI, Moscow) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2018. ED. 5(96). P. 13-22.

Irradiation porosity was investigated with scanning electron microscopy equipped with back scattered electron (BSE) detector through the thickness of the cladding manufactured of austenitic stainless steel 16Cr-19Ni-2Mo-2Mn-Nb-Ti-V-P-B. Investigated sample of the cladding was operated at temperature around 480 °C up to damage dose of 87 dpa. Gradient of temperature through the cladding thickness leads to decrease of average size and increase of concentration of voids from inner to outer surface. Average swelling in middle layers of the cladding is 0.5 %. In areas near inner and outer surface of the cladding inhomogeneity of irradiation porosity is observed. It is shown that local inhomogeneity of irradiation porosity depends on structure of the cladding metal, notably on density of microtwins and areas with high dislocation concentration (fig. – 4, tables – 1, references – 17).

Keywords: Fuel pin cladding, radiation-induced swelling, austenitic stainless steel, scanning electron microscopy, back scattered electrons, EBSD.

НИЗКОТЕМПЕРАТУРНАЯ АБСОРБЦИЯ ВОДОРОДА СПЛАВОМ Zr-2,5%Nb В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ. ¹В.А. Цыгвинцев, ^{1,2}С.А. Аверин, ^{1,3}В.И. Пастухов, ¹С.В. Старицын (¹АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.; ²НИЯУ «МИФИ», г. Москва; ³ «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2018. ВЫП. 5(96). С. 23-29.

Исследована абсорбция водорода сплавом Zr-2,5%Nb при облученной флюенсом до $4,2 \cdot 10^{22}$ нейтр./см² ($E > 0,1$ МэВ) при температурах от 40 °С до 80 °С. Показано, что при повышении концентрации водорода выше ~20 ppm образуется фаза δ -ZrH_{1,66} с кубической гранецентрированной решеткой. При концентрации водорода выше ~30 ppm, на охлаждаемой водой поверхности циркония образуются скопления гидридов («блистеры»). С повышением концентрации водорода возрастает плотность «блистеров» и увеличивается их размер. Определено, что абсорбция металлом водорода зависит от величины отложений и температуры облучения. В условиях работы канала СУЗ концентрация водорода в металле практически не зависит от флюенса. Отмечается влияние на наводороживание фазового состава циркониевого сплава (рис. – 9, табл. – 0, список литературы – 6 назв.).

Ключевые слова: сплав Zr-2,5%Nb, абсорбция водорода, флюенс, блистер, давление, концентрация водорода, фазовый состав, отложения.

LOW-TEMPERATURE HYDROGEN ABSORPTION BY Zr-2,5%Nb ALLOY UNDER IN-PILE IRRADIATION. ¹V.A. Tsygvintsev, ^{1,2}S.A. Averin, ^{1,3}V.I. Pastukhov, ¹S.V. Staritsyn (¹JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region; ²National Research Nuclear University MEPhI, Moscow; ³«Ural Federal University named after the first President of Russia B.N. Yeltsin», Ekaterinburg) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2018. ED. 5(96). P. 23-29.

Hydrogen absorption by Zr-2,5%Nb alloy has been investigated under irradiation with fluence up to $4,2 \cdot 10^{22}$ n/cm² ($E > 0,1$ MeV) at temperatures in the range between 40 °C and 80 °C. It was shown that at hydrogen concentration higher than ~20 ppm the δ -ZrH_{1,66} phase with face-centered cubic lattice is formed. At hydrogen concentration higher than ~30 ppm hydrides (blisters) are accumulated on the water-cooled zirconium surface. When hydrogen concentration increases so do blister density and size. It was determined that hydrogen absorption by metal depends on sediment size and irradiation temperature. During CPS channel operation the hydrogen concentration in metal almost does not depend on fluence. The effect on hydrogen absorption of the phase composition of zirconium alloy is observe (fig. – 9, tables – 0, references – 6).

Keywords: Zr-2,5%Nb alloy, hydrogen absorption, fluence, blister, pressure, hydrogen concentration, phase composition, sediments.

ОЦЕНКА СОПРОТИВЛЕНИЯ ХРУПКИМ РАЗРУШЕНИЯМ МЕТАЛЛА ПЕРЕМЕННОГО ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ГРАНИЦЫ СПЛАВЛЕНИЯ «ОСНОВНОЙ МЕТАЛЛ – МЕТАЛЛ АНТИКОРРОЗИОННОЙ НАПЛАВКИ» КОРПУСОВ ВВЭР. Н.П. Аносов, В.Н. Скоробогатых, Ж.В. Юргина, К.Н. Кощев, С.В. Барсанова (АО «НПО «ЦНИИТМАШ», г. Москва; АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2018. ВЫП. 5(96). С. 30-41.

Статистическое моделирование сопротивления хрупким разрушениям (СХР) металла корпусных сталей с использованием результатов испытаний образцов-свидетелей ВВЭР-1000 из стали 15Х2НМФАА позволяет сопоставить приведенные критерии при выборе начальной точки технологической модели границы сплавления «основной металл – металл антикоррозионной наплавки» корпусов ВВЭР.

Технологическое моделирование зоны границы сплавления основного металла и металла антикоррозионной наплавки недоступной для проведения механических испытаний осуществляется в необходимом масштабе при использовании цилиндрических заготовок переменного химического состава из корпусной стали 15Х2НМФА класс 1 и металла антикоррозионной наплавки Нп-08Х25Н13ГУ длиной 300 мм и Ø100 мм.

Благодаря применению малоразмерных ударных образцов размером (3,3×3,3×26 мм) в заданных исходных количествах, для комплектов стандартных ударных образцов позволяет существенно уменьшить размеры конструкции облучательных устройств и соответственно повысить стабильность параметров облучения каждого комплекта.

В работе приводится обоснование применения малоразмерных образцов для определения ударной вязкости.

Определение сопротивления хрупким разрушениям металла границы сплавления основного металла и металла антикоррозионной наплавки по критерию TR включает технологическое моделирование недоступных для проведения испытаний зон сварных соединений в необходимом масштабе путем:

- разработки методики технологического моделирования металла границы сплавления шириной до 0,5 мм экспериментальным слитком ЭШП длиной до 300 мм и Ø100 мм;*
- изготовления и испытания малоразмерных ударных образцов из экспериментального металла для исследований сопротивления хрупким разрушениям металла границы сплавления основного металла и металла антикоррозионной наплавки (рис. – 10, табл. – 5, список литературы – 8 назв.).*

Ключевые слова: сопротивление хрупкому разрушению, металл переменного химического состава, граница сплавления «основной металл – металл антикоррозионной наплавки», корпус ВВЭР-1000.

EVALUATION OF BRITTLE FRACTURE RESISTANCE OF THE METAL WITH ALTERNATING CHEMICAL COMPOSITION FOR TECHNOLOGICAL MODELLING OF BASE METAL - ANTICORROSIVE WELDING METAL ALLOYING BOUNDARY OF VVER VESSELS. N.P. Anosov, V.N. Skorobogatykh, Zh.V. Yurgina, K.N. Koshcheev, S.V. Barsanova (JSC «CNIITMASH», Moscow; JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2018. ED. 5(96). P. 30-41.

Static modeling of brittle fracture resistance (BFR) of reactor vessel steels using the results of tests of VVER-1000 witness samples made of 15Cr2NiMoV steel enables correlation of the given criteria to choose initial point of the technological model of base metal-anticorrosive welding of VVER vessels.

Technological modelling of base metal-anticorrosive welding boundary, inaccessible for mechanical testing, is carried out at the required scale using cylindrical billets of alternating chemical composition made of 1st grade 15Cr2NiMoV vessel steel and Np-08Cr25Ni13Mn anticorrosive welding metal, 300 mm long and 100 mm in diameter.

Small (3,3×3,3×26 mm) impact samples used in required amount for sets of standard impact samples allow reducing the size of irradiation rig design, therefore increase stability of irradiation parameters for each set.

The paper justifies the use of small samples to determine toughness.

Determination of brittle fracture resistance of base metal-anticorrosive metal alloying boundary, according to the criterion of brittle ductile transition temperature, involves technological modelling of welding joints, inaccessible for tests at the required scale, by:

– development of the technique of technological modelling of alloying boundary metal up to 0,5 mm wide with experimental electroslag melting ingot up to 300 mm long and 100 mm in diameter,

– manufacturing and testing of small impact samples from experimental metal to investigate brittle fracture resistance of base metal-anticorrosive metal alloying boundary (fig. – 10, tables – 5, references – 8).

Keywords: brittle fracture resistance, metal of alternating chemical composition, welding boundary of base metal-anticorrosive welding, VVER-1000 vessels.

СОСТОЯНИЕ СТАЛИ ЭИ-847 ПОСЛЕ МНОГОЛЕТНЕГО НИЗКО-ТЕМПЕРАТУРНОГО НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ В НАТРИИ. Е.А. Кинев., Е.Н. Щербаков, М.В. Евсеев (АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2018. ВЫП. 5(96). С. 42-47.

Исследовано состояние аустенитной хромоникелевой стали ЭИ-847, облученной флюенсом до $2,2 \cdot 10^{22}$ нейтр./см² ($E > 0,1$ МэВ) в качестве оболочки таблеточного диоксида плутония в течение 16 календарных лет в потоке натрия скоростью около 1 м/с при температурах 300-390 °С. Выполнена оценка окружных напряжений оболочки под действием внутреннего давления газообразных продуктов деления. Измерен прирост наружного диаметра оболочки. Проведены металлографические исследования наружной и внутренней поверхности оболочки на предмет коррозионных повреждений. Определены кратковременные механические свойства стали на кольцевых образцах при комнатной и рабочей температурах. Показаны малозначительные размерные изменения, сохранение исходной плотности, практически полное отсутствие коррозии и наличие радиационного упрочнения стали с сохранением высокой остаточной пластичности (рис. – 4, табл. – 0, список литературы – 5 назв.).

Ключевые слова: сталь ЭИ-847, нейтронное облучение, натрий, диоксид плутония, распухание, коррозия, кратковременные механические свойства.

THE STATE OF THE STEEL EI-847 AFTER MANY YEARS OF LOW-TEMPERATURE NEUTRON IRRADIATION IN SODIUM. E.A. Kinev, E.N. Sherbakov, M.V. Evseev (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2018. ED. 5(96). P. 42-47.

The state of austenite chrome-nickel steel EI-847 used as plutonium dioxide cladding have investigated after 16 years irradiation till $2,2 \cdot 10^{22}$ neutron/sm² ($E > 0,1$ МэВ) fluence under 1m/s velocity of sodium stream with temperature 300-390 °C. The estimate of cladding tangential stress under the action of internal pressure of fission gaseous products has executed. The cladding outer diameter incrementation has measured. The metallography of cladding surface corrosion has carried out. The short-term mechanical properties of steel ring samples at room and working temperatures have identified. It is shown that change of steel dimensions and density are inessential. In addition the steel corrosion absents whereas the radiation strengthening of steel together high ductility remain (fig. – 4, tables – 0, references – 5).

Keywords: steel EI-847, neutron irradiation, sodium, plutonium dioxide, swelling, corrosion, tensile mechanical properties.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ДЕФЕКТНОГО КАНАЛА СУЗ РБМК ПОСЛЕ 32 ЛЕТ ЭКСПЛУАТАЦИИ. ^{1,2}С.А. Аверин, ¹В.А. Цыгвинцев, ¹М.В. Евсеев, ^{1,3}В.И. Пастухов, ¹М.С. Лютикова, ¹М.В. Чернецов (¹АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.; ²НИЯУ МИФИ, г. Москва; ³«Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2018. ВЫП. 5(96). С. 49-58.

Проведены послереакторные исследования канала СУЗ РБМК, выгруженного по причине течи после эксплуатации в течение 32 лет. Установлено, что разгерметизация произошла по ниппелю нижнего переходника канала. Основной причиной повреждения является наводороживание. Содержание водорода в зоне технологического разрушения выше 1000 ppm. Водород образует гидриды, которые распространяются на всю толщину стенки ниппеля, на внутренней поверхности канала наблюдаются гидридные блистеры. Это приводит к охрупчиванию материала ниппеля (рис. – 7, табл. – 2, список литературы – 7 назв.).

Ключевые слова: канал СУЗ, ниппель, сплав Э-125, структура, водород, гидриды, блистер, разрушение, излом, трещины, механические свойства.

TEST RESULTS OF A DEFECT RBMK CPS CHANNEL AFTER 32 YEARS OF OPERATION. ^{1,2}S.A. Averin, ¹V.A. Tsygvintsev, ¹M.V. Evseev, ^{1,3}V.I. Pastukhov, ¹M.S. Lyutikova, ¹M.V. Chernetsov (¹JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region; ²National Research Nuclear University MEPHI, Moscow; ³Ural Federal University named after the first President of Russia B.N. Yeltsin, Ekaterinburg) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2018. ED. 5(96). P. 49-58.

Post irradiation examination of RBMK CPS channel, removed due to detected leakage after 32 years of operation, has been carried out. It was found out that depressurization occurred in the nipple of the lower channel adapter. The main reason of the damage is hydrogen absorption. Hydrogen concentration in the area of technological damage is higher than 1000 ppm. Hydrogen generates hydrides, which are distributed through the nipple wall thickness; hydride blisters are observed on the inner surface of the channel. This leads to embrittlement of nipple material (fig. – 7, tables – 2, references – 7).

Keywords: CPS channels, nipple, E-125 alloy, structure, hydrogen, hydrides, blister, degradation, fracture, cracks, mechanical properties.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ШАРОВЫХ ТВЭЛОВ PBMR. К.Н. Кошчев, А.А. Дьяков, И.Л. Бельтюков, А.В. Барыбин, М.В. Чернецов (АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2018. ВЫП. 5(96). С. 59-70.

Приведены результаты анализа комплексных предреакторных исследований шаровых твэлов (ШТ) и микротвэлов (МТ), изготовленных по технологии PBMR (Pty) Ltd (ЮАР). Показаны стабильно высокий уровень качества их основных характеристик: геометрические размеры, состояние покрытий МТ, уровень технологического загрязнения ураном матричного графита ШТ и внешнего пироуглеродного покрытия МТ. Приведены результаты методических реакторных испытаний двух ШТ при температурах топлива от 800 до 1300 °С с одновременным определением относительной скорости выхода основных газообразных продуктов деления (рис. – 12, табл. – 0, список литературы – 6 назв.).

Ключевые слова: шаровой твэл, микротвэл, ядро, диоксид урана, матричный графит, газообразные продукты деления, относительная скорость выхода.

TEST RESULTS OF PBMR FUEL SPHERES. K.N. Koshcheev, A.A. Dyakov, I.L. Beltyukov, A.V. Barybin, M.V. Chernetsov (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2018. ED. 5(96). P. 59-70.

Results of pre-irradiation testing of fuel spheres (FS) and coated particles (CP) manufactured by PBMR (Pty) Ltd (Republic of South Africa) are described. The stable high quality level of mayor characteristics: dimensions, CP coating structure, uranium-235 contamination of the FS matrix graphite and the outer PyC layer of the CP coating) are shown. Results of a methodical irradiation test of two FS in helium and neon medium at temperatures of 800 to 1300 °C with simultaneous determination of release-to-birth ratios for mayor gaseous fission products are described (fig. – 12, tables – 0, references – 6).

Keywords: fuel sphere, coated particle, kernel, uranium dioxide, matrix graphite, gaseous fission products, release-to-birth ratio.

РАДИАЦИОННОЕ СОСТОЯНИЕ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРА ИВВ-2М ПРИ НАРУШЕНИЯХ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ. А.А. Дьяков, Д.В. Марков (АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2018. ВЫП. 5(96). С. 71-79.

Проанализированы данные системы контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М в период 2007-2009 годов, до и после трех нарушений нормальной эксплуатации («происшествий») с разгерметизацией твэлов в активной зоне реактора. Происшествия отличались масштабом радиационных последствий. Первое происшествие практически не повлияло на радиационное состояние первого контура реактора. Второе и третье происшествия серьезно ухудшили это состояние, они имели долговременные последствия в плане повышения активности теплоносителя первого контура, выброса в вент. трубу, ухудшения чувствительности системы КГО по запаздывающим нейтронам. Характер изменения концентрации урана-235 в теплоносителе свидетельствует о том, что во время происшествий уран поступал в теплоноситель, как в ионной, так и дисперсной форме (просьпы топлива). Растворенный уран достаточно быстро сорбировался гидроксидом алюминия на поверхностях твэлов активной зоны, а просьпы топлива осели в застойных зонах в баке реактора и стали источником долговременного поступления урана в теплоноситель первого контура (рис. – 6, табл. – 0, список литературы – 3 назв.).

Ключевые слова: исследовательский ядерный реактор, нарушения нормальной эксплуатации, уран-235, первый контур, радиационное состояние, долговременные последствия.

RADIATION STATE OF IVV-2M PRIMARY COOLANT CIRCUIT UNDER OPERATION VIOLATION. A.A. Dyakov, D.V. Markov (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2018. ED. 5(96). P. 71-79.

The data of the failed fuel pin detection system of IVV-2M research nuclear reactor in 2007-2009, before and after three operation violations (accidents) with depressurization of fuel pins in the reactor core have been reviewed. The accidents stood out in terms of the scale of radiation consequences. The first accident almost did not affect the radiation state of the primary coolant circuit. The second and the third accidents significantly worsened the situation, lead to long-term consequences in terms of increased activity of the primary coolant circuit, release into ventilation, decreased sensitivity of failed fuel pin detection system in delayed neutrons. The changes in uranium-235 concentration in the coolant show that during the accidents uranium ran into the coolant in ion and dispersed form (fuel accident release). Dissolved uranium was rather easily absorbed by aluminium hydroxide on the surfaces of fuel pins in the core, and accidentally released fuel precipitated in the reactor stagnant zone and became the source of uranium long-term release into the primary coolant circuit (fig. – 6, tables – 0, references – 3).

Keywords: research nuclear reactor, operation violation, uranium-235, primary coolant circuit, radiation state, long-term consequences.

ВЫХОД РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРА ИВВ-2М В ВОЗДУХ ПРИ НАРУШЕНИИ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ. А.А. Дьяков, Д.В. Марков (АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2018. ВЫП. 5(96). С. 80-87.

Проанализирован выход радионуклидов из теплоносителя первого контура исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М в воздух в период после нарушения нормальной эксплуатации («происшествия») с разгерметизацией твэлов в активной зоне реактора, имевшего место 20 августа 2007 года. С использованием поверенной, работающей в режимах In Situ и On Line, γ -спектрометрической системы «CANBERRA», построенной на базе охарактеризованного детектора из особо чистого германия типа GX 1018, цифрового процессора DSA 2000, ПО Genie-2000 с программой ISOCS, прослежена кинетика выхода радионуклидов из теплоносителя первого контура в надреакторное пространство. Определены скорости выхода нуклидов ИРГ и йодов из теплоносителя в надреакторное пространство. Постоянные выхода этих нуклидов из теплоносителя первого контура в воздух надреакторного пространства составили: $k(\text{ИРГ})=(5,6\pm 0,5)\cdot 10^{-3} \text{ час}^{-1}$, $k(\text{йоды})=(8,3\pm 0,5)\cdot 10^{-8} \text{ час}^{-1}$ (рис. – 5, табл. – 0, список литературы – 1 назв.).

Ключевые слова: исследовательский ядерный реактор, нарушение нормальной эксплуатации, выход радионуклидов в воздух, γ -спектрометрическая система, кинетика выхода радионуклидов.

RADIONUCLIDE RELEASE FROM IVV-2M PRIMARY COOLANT CIRCUIT INTO THE AIR UNDER OPERATION VIOLATION. A.A. Dyakov, D.V. Markov (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2018. ED. 5(96). P. 80-87.

Radionuclide release from the primary coolant circuit of IVV-2M research nuclear reactor into the air after operation violation (accident) with depressurization of fuel pins in the reactor core, which has happened August 20, 2007, has been analyzed. Kinetics of radionuclide release from the primary coolant circuit into the space above the reactor vessel has been detected using CANBERRA γ -spectrometry system based on characterized detector made of pure germanium GX 1018, digital processor DSA 2000, Genie-2000 software with ISOCS, working in InSitu and OnLine modes. The rate of radioactive inert gas (RIG) and iodine nuclide release from the coolant into the space above the reactor vessel has been determined. Release constants for these nuclides from the primary coolant circuit into the space above the reactor vessel were the following: $k(\text{RIGs})=(5,6\pm 0,5)\cdot 10^{-3} \text{ h}^{-1}$, $k(\text{iodines})=(8,3\pm 0,5)\cdot 10^{-8} \text{ h}^{-1}$ (fig. – 5, tables – 0, references – 1).

Keywords: research nuclear reactor, operation violation, radionuclide release into the air, γ -spectrometry system, radionuclide release kinetics.

МЕТОД КРАТКОВРЕМЕННЫХ СТАТИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ТОНКОСТЕННЫХ ОБЛУЧЕННЫХ ТРУБ МАЛОГО ДИАМЕТРА. С.В. Барсанова, О.Б. Шило, М.В. Евсеев, А.В. Козлов (АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2018. ВЫП. 5(96). С. 88-97.

В работе приведен анализ существующих методов механических испытаний и представлен способ определения механических характеристик (прочности, пластичности) полых тонкостенных трубчатых изделий малого диаметра, позволяющий получить более достоверные, чем в традиционно используемых методиках, результаты.

В АО «ИРМ» разработаны и аттестованы приспособление и методика расчета при статических испытаниях трубчатых образцов внутренним давлением твердого пластичного заполнителя (ВДТЗ).

Методика испытаний тонкостенных трубчатых образцов внутренним давлением с одной стороны адекватно отражает действительное состояние материала, с другой – моделирует напряженно-деформированное состояние во время эксплуатации (рис. – 5, табл. – 0, список литературы – 8 назв.).

Ключевые слова: механические испытания, внутреннее давление, пластичный заполнитель, тонкостенные облученные трубы.

METHOD OF SHORT-TERM STATIC TESTING OF IRRADIATED THIN-WALLED TUBES OF SMALL DIAMETER. S.V. Barsanova, O.B. Shilo, M.V. Evseev, A.V. Kozlov (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2018. ED. 5(96). P. 88-97.

The paper presents the analysis of existing mechanical testing techniques and demonstrates the technique to determine mechanical characteristics (strength, plasticity) of hollow thin-walled tubular samples of small diameter, providing more valid results than those obtained using conventional techniques.

JSC «INM» has developed and certified the equipment and calculation technique under static testing of tubular samples with internal pressure of tough plastic filler.

The technique of testing of thin-walled tubular samples with internal pressure reflects the actual state of the material on the one hand, and simulates stress-strain state under operation on the other (fig. – 5, tables – 0, references – 8).

Keywords: mechanical tests, internal pressure, plastic filler, irradiated thin-walled tubes.