

**МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ КОНТЕЙНЕРОВ ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВКИ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ БЕТА-ИСТОЧНИКОВ.**

**В.Ю. Литовченко<sup>1</sup>, Н.А. Васютин<sup>1</sup>, О.Л. Ташлыков<sup>1</sup>, А.В. Козлов<sup>2</sup>, Е.Н. Селезнев<sup>2</sup>** (<sup>1</sup> «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург; АО «ИРМ» г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2019. ВЫП. 5(101). С. 4-12.

*В исследовательских ядерных реакторах нарабатываются изотопы различного назначения, включая источники бета-излучения. При обращении с высокоэнергетическими источниками используют контейнеры из тяжелых материалов (например, свинца, вольфрама), которые имеют хорошие защитные свойства, но при торможении бета-излучения может возникать мощное вторичное гамма-излучение. В статье рассмотрен механизм возникновения тормозного излучения. Описана модель процесса, сформулирована его закономерность и выведена зависимость потерь энергии электронов в материале. Приведены диаграмма радиационных, ионизационных и суммарных потерь для вольфрама. Определены толщины материалов, при которых кинетическая энергия электрона полностью расходуется. Рассчитана часть энергии, преобразуемая в тормозное излучение. На основании полученных данных предложен вариант создания защиты при обращении с бета-источниками (рис. – 2, табл. – 2, список литературы – 11 назв.).*

Ключевые слова: тормозное излучение, ионизационные потери, полные потери, выход тормозного излучения, радиационная защита.

**MODELING RADIATION PROTECTION OF CONTAINERS FOR TRANSPORTING ISOTOPES WITH HIGH-ENERGY BETA IRRADIATION.**

**V.Yu. Litovchenko<sup>1</sup>, N.A. Vasutin<sup>1</sup>, O.L. Tashlykov<sup>1</sup>, A.V. Kozlov<sup>2</sup>, E.N. Seleznev<sup>2</sup>** (<sup>1</sup> Ural Federal University, Yekaterinburg; <sup>2</sup> Research Institute of Nuclear Materials JSC, Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2019. ED. 5(101). P. 4-12.

*At research nuclear reactors, isotopes for various purposes including sources of beta radiation are accumulated. When handling with high energy sources containers made of heavy materials (for example lead, tungsten) are used. They have good protective properties but when braking beta radiation, powerful secondary gamma radiation can occur bremsstrahlung. The article describes the mechanism of occurrence of bremsstrahlung. A model of the process is described, its regularity is formulated, and the dependence of the electron energy loss in the material is derived. A diagram of radiation, ionization, and total losses for tungsten is presented. The thicknesses of materials are determined at which the kinetic energy of an electron is completely consumed. The part of energy converted to bremsstrahlung is calculated. Based on the data obtained, an option is proposed to create protection when handling beta sources (fig. – 2, tables – 2, references – 11).*

Keywords: bremsstrahlung, ionization losses, total losses, gamma yield, radiation protection.

**АНАЛИТИЧЕСКИЙ СПОСОБ ОПРЕДЕЛЕНИЯ НАЧАЛЬНОЙ РАСЧЕТНОЙ ДЛИНЫ РАБОЧЕЙ ЧАСТИ КОЛЬЦЕВОГО ОБРАЗЦА ПРИ РАСТЯЖЕНИИ. Р.П. Карагерги, М.В. Евсеев, А.В. Козлов (АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2019. ВЫП. 5(101). С. 13-24.**

*Метод растяжения кольцевых образцов характеризует механические свойства материала труб в поперечном направлении и входит в перечень обязательных методик при исследовании механических свойств тонкостенных полых труб малого диаметра, применяемых в качестве оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) активной зоны ядерного реактора. Одним из недостатков метода является сложность учета деформации в момент распрямления рабочих участков образца, что создаёт трудности при расчете начальной расчетной длины образца для определения относительного остаточного удлинения после разрыва  $\delta$ . При испытании кольцевого образца на стадии изгиба на полуцилиндрических опорах возникают участки локализации деформации, которые характеризуются коэффициентом деформации  $k$ . Данный коэффициент позволяет учитывать проскальзывание кольцевого образца по поверхности опор захватов и вносить поправку при выборе начальной расчетной длины рабочей части образца  $l_0$ . В настоящее время в методике определения механических свойств на кольцевых образцах предусмотрено использование преимущественно двух значений коэффициента  $k$ : 0,5 – для сталей и 0,85 – для циркониевых сплавов, независимо от геометрии образцов. Это приводит к снижению точности определения пластических свойств кольцевых образцов.*

*В работе предложен аналитический способ определения коэффициента деформации  $k$  и, соответственно, расчета начальной длины образца. Применение данного способа позволяет существенно улучшить точностные характеристики данной методики при определении пластических свойств кольцевых образцов различных типоразмеров, а так же провести оперативный анализ при выборе диаметра опор захвата при проектировании технологической оснастки для испытания кольцевых образцов на растяжение (рис. – 8, табл. – 2, список литературы – 16 назв.).*

Ключевые слова: механические испытания, кольцевой образец, начальная расчетная длина, коэффициент деформации.

**ANALYTICAL METHOD FOR DETERMINING THE INITIAL EFFECTIVE LENGTH OF THE WORKING PART OF THE ANNULAR SAMPLE UNDER TENSION. R.P. Karagergi, M.V. Evseev, A.V. Kozlov (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2019. ED. 5(101). P. 13-24.**

*Tensile testing of annular samples defines mechanical properties of the tube material in the transverse direction and is among mandatory techniques to investigate mechanical properties of thin-walled hollow tubes of small diameter used as claddings for fuel elements of the nuclear reactor core. It is difficult to take into account the deformation of the sample working sections under tension. Thus difficulties in calculating the initial effective length of the sample to determine relative residual elongation after rupture  $\delta$  arise, representing one of the drawbacks of the described technique. During testing the annular sample at the bending stage on semi-cylindrical supports, deformation localization areas, characterized by the strain coefficient  $k$ , appear. This coefficient allows taking into account sample slipping over the surface of the gripper supports and adjusting the initial effective length of the sample working part  $l_0$ . Current method to determine mechanical properties of annular samples provides two main values for the coefficient  $k$ : 0.5 for steels and 0.85 for zirconium alloys, regardless of the sample geometry. This leads to a decrease in the accuracy of determining plastic properties of annular samples.*

*An analytical method is proposed to determine strain coefficient  $k$  and, consequently, calculate the initial length of the sample. The application of this method can significantly improve the accuracy of this technique when determining plastic properties of annular samples of various sizes, as well as performing operational analysis to choose the diameter of the gripping supports when designing technological equipment for tensile testing of annular samples (fig. – 8, tables – 2, references – 16).*

Keywords: mechanical testing, annular sample, initial effective length, strain coefficient.

**КОРРОЗИОННАЯ И МЕХАНИЧЕСКАЯ СТОЙКОСТЬ КЕРАМИКИ MgO В РАСПЛАВАХ СОЛЕЙ ПРИ ПАРАМЕТРАХ МЕТАЛЛИЗАЦИИ И МЯГКОГО ХЛОРИРОВАНИЯ ОЯТ. С.С. Хвостов, О.А. Голосов, Н.В. Глушкова, М.В. Евсеев (АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2019. ВЫП. 5(101). С. 25-34.**

*В работе проведены исследования по определению влияния температуры и состава расплавов солей щелочных металлов на коррозионную и механическую стойкость образцов керамики из MgO. Представлены результаты испытаний образцов керамики из MgO в необлученном и облученном состояниях в расплавах солей LiCl, LiCl+n<sub>1</sub>Li<sub>2</sub>O и LiCl+ n<sub>2</sub>UCl<sub>3</sub> с n<sub>1</sub>=(1-2)% моль и n<sub>2</sub>=(0,25-1,0) % моль в течение 100 часов при 650 и 750 °С, имитирующих режимы процессов металлизации и «мягкого» хлорирования при пирохимических методах переработки СМУП ОЯТ (рис. – 5, табл. – 1, список литературы – 4 назв.).*

Ключевые слова: отработавшее ядерное топливо, керамика на основе оксида магния, расплавы солей, прочность, коррозия, нейтронно-активационный анализ.

**CORROSION AND MECHANICAL RESISTANCE OF MgO CERAMICS IN MOLTEN SALTS UNDER METALIZATION AND SOFT CHLORINATION OF SPENT FUEL. S.S. Khvostov, O.A. Golosov, N.V. Glushkova, M.V. Evseev (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2019. ED. 5(101). P. 25-34.**

*The paper investigates the effect of temperature and composition of molten salts of alkali metals on corrosion and mechanical resistance of MgO ceramics samples. The results of testing of unirradiated and irradiated MgO ceramics samples in LiCl, LiCl+n<sub>1</sub>Li<sub>2</sub>O and LiCl+ n<sub>2</sub>UCl<sub>3</sub> molten salts with n<sub>1</sub>=(1-2)% mole and n<sub>2</sub>=(0.25-1.0) % mole during 100 h at 650 and 750 °C are given, simulating metalization and soft chlorination processes under pyrochemical reprocessing of spent MNUP fuel (fig. – 5, tables – 1, references – 4).*

Keywords: spent nuclear fuel, MgO ceramic, molten salts, durability, corrosion, neutron activation analysis.

**СПОСОБЫ МИНИМИЗАЦИИ ЗАТРАТ НА ЗАХОРОНЕНИЕ РАО НА ОСНОВЕ СПЛАВОВ ЦИРКОНИЯ. П.И. Нечаев, О.А. Голосов, Л.П. Синельников, С.С. Хвостов, Н.В. Глушкова (АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2019. ВЫП. 5(101). С. 35-444.**

*Выполнена предварительная оценка объемов образующихся вторичных РАО при переработке облученных циркониевых труб каналов СУЗ и ТК РБМК с применением различных предложенных перспективных технологий. Выявлено, что наиболее эффективным способом снижения объемов такого типа РАО является метод электрорафинирования в расплавах хлоридов щелочных металлов (рис. – 5, табл. – 6, список литературы – 11 назв.).*

Ключевые слова: РБМК-1000, вывод из эксплуатации, топливные каналы, металлические РАО, способы обращения с РАО.

**WAYS TO MINIMIZE THE DISPOSAL COST FOR RADIOACTIVE WASTE BASED ON ZIRCONIUM ALLOYS. P.I. Nechaev, O.A. Golosov, L.P. Sinelnikov, S.S. Khvostov., N.V. Glushkova (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2019. ED. 5(101). P. 35-44.**

*The paper gives potential ways of handling zirconium-based radioactive waste. Preliminary analysis of secondary wastes formed under reprocessing of irradiated control and protection system and fuel channels of RBMK-1000 reactors is performed. It has been found that, in terms of secondary waste volume, electrorefining in molten chloride salts of alkali metals is the most advanced way of handling this type of radioactive waste (fig. – 5, tables – 6, references – 11).*

Keywords: RBMK-1000, decommissioning, fuel channels, metal radioactive waste, radioactive waste handling.

**ДЕЗАКТИВАЦИЯ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРА ИВВ-2М. М.В. Лушникова, А.А. Дьяков (АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2019. ВЫП. 5(101). С. 46-63.**

*Исследована проблема ухудшения радиационной обстановки в физзале исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М на протяжении нескольких лет после трех случаев разгерметизации оболочек твэлов. Оценено радиационное состояние теплоносителя первого контура реактора и воздуха рабочей зоны после дезактивации бака и водно-химической отмывки ТВС (рис. – 12, табл. – 4, список литературы – 8 назв.).*

Ключевые слова: дезактивация первого контура реактора, просыпи топлива, массоперенос урана.

**DECONTAMINATION PRIMARY COOLANT CIRCUIT OF IVV-2M. M.V. Lushnikova, A.A. Dyakov (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2019. ED. 5(101). P. 46-63.**

*The issue of radiation degradation in the reactor hall has been studied for several years after three accidents with fuel cladding depressurization at IVV-2M reactor. Radiation state of the reactor primary circuit and operating area air above the tank has been assessed after tank decontamination and water-chemistry washing of fuel assembly (fig. – 12, tables – 4, references – 8).*

Keywords: decontamination primary coolant circuit of reactor, uranium accidental release, uranium mass transfer.

**СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СИСТЕМЫ АВТОМАТИЗИРОВАННОГО СБОРА, ХРАНЕНИЯ И ОБРАБОТКИ ДАННЫХ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ПЕРСОНАЛА АО «ИРМ». А.Ф. Михайлова<sup>1,2</sup>, О.Л. Ташлыков<sup>2</sup> (1АО «ИРМ», г. Заречный Свердловской области; 2ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2019. ВЫП. 5(101). С. 64-73.**

*Описан переходный период отечественной радиационной защиты на требования НРБ-96/99. Обоснована необходимость внедрения принципа оптимизации в современную радиационную защиту предприятий и организаций атомной отрасли России. Обоснована необходимость модернизации базы данных дозиметрического контроля АО «ИРМ». Показана значимость новой базы данных для реализации принципа нормирования в радиационной защите персонала и использования ее для реализации принципа оптимизации и планирования радиационно-опасных работ и минимизации доз облучения (рис. – 4, табл. – 0, список литературы – 17 назв.).*

Ключевые слова: доза облучения, оптимизация радиационной защиты, маршрутная оптимизация, гомогенный радиационно-защитный материал, база данных, индивидуальный радиационный риск, АРМИР.

**IMPROVEMENT OF AUTOMATED COLLECTION, STORAGE AND DATA PROCESSING SYSTEM OF INDIVIDUAL DOSIMETRIC CONTROL OF INM JSC PERSONNEL. A.F. Mikhailova<sup>1,2</sup>, O.L. Tashlykov<sup>2</sup> (1Research Institute of Nuclear Materials, JSC (INM JSC), Zarechny, Sverdlovsk region; 2 Federal State Autonomous Educational Institution of Higher Education «Ural Federal University named after the first President of Russia B.N.Yeltsin», Yekaterinbur) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2019. ED. 5(101). P. 64-73.**

*The transitional period of domestic radiation protection to the requirements of RSS-96/99 is described. The necessity of introducing the optimization principle into modern radiation protection of enterprises and organizations of Russian nuclear industry is substantiated. The necessity of upgrading the dosimetric monitoring of INM JSC database is substantiated. The significance of the new database for the implementation of standardization principle in personnel radiation protection and its use for the implementation of optimization principle and planning of radiation-hazardous work and minimize radiation doses is shown (fig. – 4, tables – 0, references – 17).*

Keywords: irradiation dose, radiation protection optimization, route optimization, homogenous radiation protective material, database, individual radiation risk, ARMIR.

**ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСА ТВЭЛОВ С ОБОЛОЧКОЙ ИЗ СТАЛИ ЭК164 ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ БН-600 С ДОСТИЖЕНИЕМ МАКСИМАЛЬНОЙ ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ 99 СНА. А.Р. Исинбаев, А.В. Козлов, И.А. Портных (АО «ИРМ», г. Заречный, Свердловской обл.) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2019. ВЫП. 5(101). С. 75-82.**

*Одной из основных проблем ограничивающих ресурс ТВС реакторов на быстрых нейтронах является распухание оболочек твэлов, которые в настоящее время изготавливаются из аустенитных сталей. Обоснование безопасности продления ресурса эксплуатации является актуальной задачей, для решения которой разработана модель завершающего этапа стадии нестационарного распухания. В работе в рамках модели, с использованием результатов исследования структурного состояния образцов оболочки из стали ЭК164 после эксплуатации твэла в реакторе БН-600 до достижения максимальной дозы 99 сна, описана эволюция ансамбля радиационных пор при дальнейшем облучении. В качестве характеристик радиационной пористости использованы: концентрация, диаметры пор, их удельная интегральная площадь поверхности, на основании которых рассчитывалась величина пористости. Рассчитаны повреждающие дозы, при которых исследованные образцы достигнут распухания 15 %, принятого в качестве предельного. Определен остаточный ресурс твэла по критерию распухания (рис. – 3, табл. – 4, список литературы – 11 назв.).*

Ключевые слова: аустенитная сталь, распухание, пористость, нейтронное облучение, повреждающая доза, остаточный ресурс, модель миграции точечных дефектов, интегральная площадь поверхности пор, средний диаметр пор.

**PREDICTION THE RESIDUAL RESOURCE OF FUEL ELEMENTS WITH A SHELL FROM EK164 STEEL AFTER OPERATION IN THE BN-600 REACTOR WITH ACHIEVEMENT OF THE MAXIMUM DAMAGE DOSE 99 DPA. A.R. Isinbaev, A.V. Kozlov, I.A. Portnykh (JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2019. ED. 5(101). P. 75-82.**

*One of the main problems limiting the fuel rod resource is the swelling of the claddings of fuel rods made of EK164 austenitic steel under the influence of neutron irradiation in the BN-600 reactor. Using the migration model of point defects, we studied the characteristics of radiation porosity, in particular, the change: the integral surface area of the pores, the concentration of point defects, as well as the rate of change of the diameter of the pores and porosity. Using the experimentally calculated characteristics of radiation porosity, when the maximum damaging dose was reached up to 99 dpa in 880 effective days, the integral surface area, concentration, and average pore diameter, as well as porosity and swelling were determined. Using these characteristics and the model of the final stage of the unsteady swelling stage, time dependences on the porosity characteristics were constructed. For the swelling limit adopted as the limiting value of 15%, the values of the residual resource and the accumulated additional damaging dose in different parts of the fuel rod were determined (fig. – 3, tables – 4, references – 11).*

Keywords: austenitic steel, swelling, neutron radiation, residual life, point defect migration model, swelling prediction, integral voids area, average voids diameter, porosity, maximum damage dose.

**К ПРОБЛЕМЕ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СТЕНДОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК. В.Ю. Лукьяненко<sup>1,2</sup>, Е.В. Шабельников<sup>1,2</sup>, О.Л. Ташлыков<sup>2</sup> (<sup>1</sup>АО «ИРМ»; <sup>2</sup> ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина») – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2019. ВЫП. 5(101). С. 83-95.**

*Настоящая работа посвящена исследованию проблемы вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок и радиационно-опасных объектов, эксплуатирующихся в их составе. Приведены основные положения МАГАТЭ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных установок. Проведен обзор российского опыта работ в данном направлении. Выделены основные факторы, осложняющие вывод из эксплуатации радиационно-опасных объектов.*

*Обоснована необходимость использования экспериментальных установок в атомной промышленности. Рассмотрены конструктивные особенности экспериментальных установок и причины вывода их из эксплуатации. Рассмотрены основные аспекты вывода из эксплуатации экспериментальных стендов, обращение с экспериментальными устройствами на завершающем этапе их использования. Рассмотрен жизненный цикл экспериментальных устройств, выделены наиболее дозозатратные этапы работ.*

*Дано описание экспериментальной стендовой базы исследовательской ядерной установки ИВВ-2М, эксплуатирующейся в АО «ИРМ». Дан краткий обзор опыта работ АО «ИРМ» в области вывода из эксплуатации экспериментальных стендов на примере стенда «СИГМА-АРАЛИЯ». Рассмотрены пути оптимизации дозовых нагрузок технического персонала, в том числе путем использования трехмерного моделирования для планирования радиационно-опасных работ по выводу из эксплуатации и тренировок персонала (рис. – 5, табл. – 0, список литературы – 25 назв.).*

**Ключевые слова:** исследовательская ядерная установка, экспериментальный стенд, радиационно-опасный объект, вывод из эксплуатации, демонтаж оборудования, опыт работы, авторский комментарий, практические аспекты.



**PROBLEM OF DECOMMISSIONING NUCLEAR RESEARCH FACILITIES EXPERIMENTAL STANDS. V.Yu. Lukyanenko<sup>1,2</sup>, E.V. Shabelnikov <sup>1,2</sup>, O.L. Tashlykov<sup>2</sup> (1)JSC «INM», Zarechny, Sverdlovsk region; <sup>2</sup> Federal State Autonomous Educational Institution of Higher Education «Ural Federal University named after the first President of Russia B.N. Yeltsin») – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2019. ED. 5(101). P. 83-95.**

*The present work is devoted to the study of research nuclear facilities decommissioning and radiation hazardous facilities operating in their composition. The main provisions of the IAEA on the decommissioning of research nuclear facilities are presented. A review of Russian experience in this area has been conducted. The main factors that complicate the decommissioning of radiation hazardous facilities are identified. The necessity of using experimental facilities in the nuclear industry is substantiated. The design features of the experimental facilities and the reasons for their decommissioning are considered. The basic aspects of decommissioning of experimental stands, handling of experimental devices at the final stage of their use are considered. The life cycle of experimental devices is considered, the most dose-consuming stages of work are highlighted. The experimental bench base of the IVV-2M research nuclear facility operated by IRM JSC description is given. A brief overview of the work experience gained by IRM JSC in the field of decommissioning of experimental stands using the example of the SIGMA-ARALIA stand is given. Ways of optimizing the dose loads for the technical personnel are considered using at the same time three-dimensional modeling to plan radiation-hazardous operations for decommissioning and training of personnel (fig. – 5, tables – 0, references – 25).*

**Keywords:** research nuclear installation, experimental stand, radiation hazardous facility, decommissioning, dismantling of equipment, work experience, author's commentary, practical aspects.

**РАЗРАБОТКА ПРОГРАММЫ СОПРОВОЖДЕНИЯ ОПЕРАТОРА ИЯУ ИВВ-2М. Н.А. Васютин<sup>1</sup>, В.Ю. Литовченко<sup>1</sup>, О.Л. Ташлыков<sup>1</sup>, А.В. Козлов<sup>2</sup>. (1«Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург; 2АО «ИРМ», г. Заречный Свердловской области) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2019. ВЫП. 5(101). С. 96-104.**

*Для исследовательского реактора ИВВ-2М разработан расчетный код ИВК. Данный код позволяет производить расчет энерговыделения в отдельных ячейках реактора. Расчет невозможно производить в реальном времени, поскольку для него необходимо вручную подготовить исходные данные. Так как расчетный код реализован на языке программирования FORTRAN, а данные считываются из файла с фиксированным форматом ввода, подготовка данных неудобна и занимает продолжительное время. В статье описывается программа, которая может решить данную проблему. Программа предполагает упрощение ввода данных для расчета, а также автоматический сбор данных для расчета при изменении положения управляющих органов реактора (рис. – 4, табл. – 0, список литературы – 5 назв.).*

Ключевые слова: расчетный код, ИВК, ИВВ-2М, программирование.

**DEVELOPMENT OF SUPPORTING PROGRAM FOR OPERATOR OF RESEARCH NUCLEAR PLANT IVV-2M. N.A. Vasyutin<sup>1</sup>, V.Yu. Litovchenko<sup>1</sup>, O.L. Tashlykov<sup>1</sup>, A.V. Kozlov<sup>2</sup>. (1Ural Federal University, Yekaterinburg; 2Research Institute of Nuclear Materials JSC, Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2019. ED. 5(101). P. 96-104.**

*There is a settlement code ICC developed for the purpose of critical calculations throughout the campaign of research reactor IVV-2M. This code allows calculation of energy emission in separate cells (channels) of reactor's core. Calculation is not possible in real time because of manual input of source data. The settlement code is implemented in FORTRAN programming language, therefore data have to enter in fixed input format. This causes an inconvenient and prolonged preparation of source data. The article describes a program able to solve problems of that kind. The program proposes simplified data preparation along with automatic data preparation in case of changing position of governing bodies of reactor (fig. – 4, tables – 0, references – 5).*

Keywords: settlement code, ICC, IVV-2M, programming.

**ЭВОЛЮЦИЯ МОКС-ТОПЛИВА И ЕЁ ВЛИЯНИЕ НА ОБОЛОЧКИ ТВЭЛОВ ИЗ АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЕЙ. Е.А. Кинёв, В.А. Цыгвинцев, А.В. Барыбин, В.И. Пастухов (АО «ИРМ», г. Заречный Свердловской области) – ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ. СЕР. МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ. 2019. ВЫП. 5(101). С. 105-114.**

*По результатам материаловедческих исследований проведена оценка структурных изменений и физико-химического взаимодействия таблеточного и виброуплотненного МОКС-топлива с оболочками твэлов из стали ЧС-68 в диапазоне выгораний 4-12% т.а. Особенностью таблеточного МОКС-топлива является наличие гетерогенных включений  $UO_2$ , JOG-слоёв и пористой rim-зоны с пониженной микротвёрдостью. Скорость набухания топлива  $(UPu)O_2$  и снижение параметров его кристаллической решётки составляют 1,3% и 0,00015 нм на 1 % т.а. соответственно. Максимальная величина высокотемпературной коррозии оболочек из стали ЧС-68 в твэлах с таблеточным топливом не превышает 70 мкм. Виброуплотненное МОКС-топливо не вызывает коррозии оболочки, но имеет повышенную склонность к миграции цезия и локальным скоплениям уранового геттера, провоцирующим усиление термомеханического воздействия на оболочку. Оснащенное хромовым геттером таблеточное МОКС-топливо при выгорании до 9% т.а. сохраняет параметр решетки на уровне исходного и не вызывает коррозии оболочки (рис. – 8, табл. – 3, список литературы – 12 назв.).*

Ключевые слова: МОКС-топливо, геттер, продукты деления, набухание, параметр кристаллической решетки, коррозия, термомеханическое взаимодействие.

**EVOLUTION OF MOX FUEL AND ITS INFLUENCE ON THE AUSTENITIC STEEL PIN CLADDING. E.A. Kinev, V.A. Tsygvintsev, A.V. Barybin, V.I. Pastukhov (Research Institute of Nuclear Materials, JSC, Zarechny, Sverdlovsk region) – PAST «MATERIALS TECHNOLOGY AND NEW MATERIALS» SERIES. 2019. ED. 5(101). P. 105-114.**

*According to materials science examinations, the structural changes and the interaction of vibropac MOX fuel and fuel pellets with fuel claddings manufactured from ChS-68 steel at burn-ups in the range between 4 and 12% FIMA have been assessed.  $UO_2$  heterogeneous inclusions, swelling rate up to 1,3%/% FIMA, JOG region and porous rim region with low microhardness, rate of the crystalline lattice parameter reduction of 0.00015 nm/% FIMA, and high-temperature corrosion of the cladding up to 70  $\mu m$  deep are specific for MOX fuel pellets. Vibropac MOX fuel causes no cladding corrosion, but has a high tendency for cesium migration and localized accumulation of the uranium getter, thus strengthening thermomechanical effect on the cladding. MOX fuel pellets with a chromium getter at burn-ups to 9% FIMA retain initial lattice parameter and do not cause cladding corrosion (fig. – 8, tables – 3, references – 12).*

Keywords: MOX fuel, getter, structure, fission products, swelling, crystalline lattice parameter, corrosion, thermomechanical interaction.