Рефераты № 1-2\_2019

|  |  |
| --- | --- |
| Испытательные образцы для аттестации систем и методик неразрушающего контроля оборудования и трубопроводов АЭСА.Н. Разыграев, Н.П. Разыграев, В.В. Примаков, Д.Ю. Бурцев, М.В. Цуканов, Б.Т. Абуталипов, Д.С. Михайлов, А.В. Стародубцев При сооружении и эксплуатации АЭС генеральный конструктор и атомный надзор требуют использовать системы и методики неразрушающего контроля, аттестованные в соответствии с требованиями стандартов МАГАТЭ, России, Европы и США, которые, в свою очередь, предусматривают аттестацию систем и методик неразрушающего контроля металла корпусного оборудования и трубопроводов АЭС с применением специальных испытательных образцов (ИО).  В 2016-м году перед АО «НПО «ЦНИИТМАШ» была поставлена сложная комплексная технологическая задача - разработать, изготовить и поставить испытательные образцы для аттестации автоматизированных систем и методик неразрушающего контроля оборудования Нововоронежской АЭС-2. В ходе работ по разработке и изготовлению испытательных образцов для аттестации автоматизированных систем и методик неразрушающего контроля оборудования Нововоронежской АЭС-2 была разработана необходимая конструкторская документация, включающая в себя технические требования, технические задания, технические описания и технические проекты по всему перечню изготавливаемых ИО. В результате изготовлен 61 комплект, включающий в себя 67 специализированных испытательных образцов с реалистичными и искусственными дефектами для телевизионного (92 дефекта), вихретокового (307 дефектов) и ультразвукового (438 дефектов) методов неразрушающего контроля. В общей сложности в испытательные образцы было внесено 837 несплошностей из них 133 - это реалистичные дефекты (усталостные трещины).  **Ключевые слова:** безопасность, атомная электрическая станция, реакторная установка, система неразрушающего контроля, методика неразрушающего контроля, испытательный образец, реалистичный дефект, ультразвуковой, вихретоковый, телевизионный методы контроля. | **Test samples for certification of systems and methods for non-destructive testing of equipment and pipelines of NPP**  ***A.N. Razygraev, N.P. Razygraev, V.V. Primakov, D.Yu. Burtsev, M.V. Tsukanov, B.T. Abutalipov, D.S. Mikhailov, A.V. Starodubtsev***  In the construction and operation of NPPs, the chief designer and atomic supervision require the use of non-destructive testing systems and methods certified in accordance with the requirements of the standards of IAEA, Russia, Europe and the United States, which, in turn, provide for the certification of the non-destructive testing systems and equipment metal systems of NPP with the use of special test samples (TS).  In 2016, the JSC “RPA “CNIITMASH” was faced with a complex difficult technological task — to develop, produce and deliver test samples for the certification of automated systems and methods for non-destructive testing of equipment at Novovoronezh NPP-2. During the work on the test samples for certification of automated systems and methods for non-destructive testing of equipment at Novovoronezh NPP-2, the necessary design documentation was developed, which included the technical requirements, technical specifications, technical descriptions and technical projects for the entire list of manufactured TS. As a result, 61 sets were produced, including 67 specialized test samples with realistic and artificial defects for television (92 defects), eddy current (307 defects) and ultrasonic (438 defects) non-destructive testing methods. In total, 837 discontinuities were included in the test samples, 133 of them are realistic defects.  **Key words:** safety, nuclear power plant, reactor installation, non-destructive testing system, non-destructive testing method, test sample, realistic defect, ultrasonic, eddy current, television control methods. |
| Апробация методики определения кальция (≤0,001%) с использованием атомно-эмиссионной спектрометрии с индуктивно связанной плазмой для отработки стандартного образца состава конструкционной стали для неразрушающих методов контроляН.П. Кривенкова, С.В. Новиков, Ж.П. Бурмий, И.И. Кузьмин, А.В. Михайлова Для определения кальция (≤0,001%) в конструкционных сталях и сплавах применена комбинированная методика с использованием метода ИСП-АЭС после автоклавного разложения металла. Методика воспроизводима, имеет малую общую погрешность анализа и вполне пригодна для отработки стандартного образца с целью метрологического обеспечения экспресс анализа состава металла неразрушающими методами контроля при выплавке материалов и продукции черной металлургии.  **Ключевые слова:** конструкционные стали и сплавы, неметаллические включения, апробация методики определения кальция, стандартный образец состава. | Method testing for determining calcium (≤0,001%) using atomic emission spectrometry with inductively coupled plasma for testing a standard sample of the composition of structural steel for non-destructive methods of controlN.P. Krivenkova, S.V. Novikov, J.P. Burmii, I.I. Kuzmin, A.V. Mikhailova To determine calcium (≤0,001%) in structural steels and alloys, a combined technique was applied using the ICP-AES method after autoclave decomposition of the metal. The technique is reproducible, has a small overall error of analysis and is quite suitable for working out a standard sample for the purpose of metrological assurance of express analysis of metal composition by non-destructive control methods during smelting of materials and products of ferrous metallurgy.  **Key words:** structural steels and alloys, non-metallic inclusions, approbation of calcium determination method, standard sample composition. |
| Новая технология маневрирования мощностью ядерного энергетического реактора типа ВВЭР и PWRГ.Л. Пономаренко, А.П. Румик Новая технология маневрирования для ВВЭР и PWR основана на регулировании расхода теплоносителя через реактор, как нового эффективного и безопасного средства воздействия на реактивность. В частности, изменение расхода с поддержанием постоянного значения подогрева теплоносителя в реакторе обеспечивает бόльшую часть требуемого изменения мощности. Это приводит к множеству благоприятных результатов и преимуществ перед известными способами маневрирования: предотвращает возникновение аксиальных ксеноновых колебаний при маневрировании, обеспечивает наиболее востребованные графики маневрирования (включая первичное и вторичное регулирование частоты в сети) без перемещения механических органов регулирования и без изменения концентрации бора в теплоносителе, обеспечивает сниженные скачки по температуре и давлению в первом и втором контурах, и сниженные скачки энерговыделения в топливе, а также ряд дополнительных технических и экономических преимуществ. Новая технология обоснована расчётами по реакторному коду БИПР-7. Правильность полученных принципиальных результатов и выводов подтверждена тестовыми расчётами по независимому системному коду КОРСАР.  **Ключевые слова:** изменение расхода теплоносителя, поддержание постоянного подогрева, предотвращение ксеноновых колебаний, маневрирование без использования системы жидкого поглотителя и механических органов регулирования. | New technology of power maneuvering for nuclear power plant with WWER and PWR typeG.L. Ponomarenko, A.P. Rumik New maneuvering technology for WWER and PWR is based on regulation of coolant flow-rate through the reactor, as a new effective and safe means of impact on reactivity. In particular, changing the flow-rate while maintaining a constant value of heating of the coolant in the reactor provides most part of the required power change. This leads to many favorable results and advantages over the known maneuvering methods: prevents the occurrence of axial xenon oscillations during maneuvering, provides the most often demanded maneuvering graphs (including primary and secondary frequency control) without the control rods movement and without changing of the boron concentration in the coolant, provides reduced jumps in temperature and pressure in the primary and secondary circles, and reduced jumps of power in the fuel, as well as a number of additional technical and economic advantages. The new technology is justified by calculations using the BIPR-7 reactor code. The correctness of the obtained principal results and conclusions is confirmed by the test calculations using the independent system code KORSAR.  **Key words:** change in coolant flow-rate, maintaining constant heating, preventing xenon oscillations, maneuvering without using a liquid absorber system and mechanical control rods. |
| Макетирование технологии отжига корпуса реактора ВВЭР-1000Д.А. Кочетков, В.А. Пиминов, В.Я. Беркович; М.П. Никитенко, О.Е. Степанов, Д.А. Журко, А.В. Алтынбаев; Д.Ю. Ерак Продление сроков эксплуатации атомных электростанций (АЭС) является актуальным вопросом в России и за рубежом. Блоки с ВВЭР-1000, пущенные в начале 80-х годов, вплотную подошли к проектному сроку службы. В первую очередь это относится к 1-му блоку Балаковской АЭС и к 1-му блоку Калининской АЭС.  Главным конструктивным элементом энергоблока с ядерной энергетической установкой, определяющей его ресурс, является корпус реактора (КР). Отжиг КР является компенсирующим мероприятием для продления его срока эксплуатации. Продление срока службы большого количества КР ВВЭР-440 обеспечено реализацией восстановительного отжига облучаемого шва КР. Для продления срока службы КР блока 1 Балаковской АЭС также необходимо реализовать восстановительный отжиг облучаемых сварных швов корпуса реактора. Конструктивные различия КР ВВЭР-1000 от ВВЭР-440, более высокая температура проведения отжига и разница в химическом составе материалов этих типов КР не позволили применить разработанную для ВВЭР-440 технологию и оборудование для отжига КР. В статье представлено обоснование необходимости сооружения и конструктивные аспекты полномасштабного экспериментального стенда для проверки оборудования для отжига КР ВВЭР-1000 и результаты проведенного эксперимента.  **Ключевые слова:** продление срока эксплуатации АЭС с ВВЭР-1000, отжиг КР ВВЭР-1000, полномасштабный экспериментальный стенд отжига металла КР. | **Prototype of annealing practice of the VVER-1000 reactor vessel**  ***D.A. Kochetkov, V.A. Piminov, V.Ya. Berkovich; M.P. Nikitenko, O.E. Stepanov, D.A. Zhurko, A.V. Altynbayev; D.Yu. Erack***  Extending the operational life of nuclear power plants (NPPs) is a key issue in Russia and abroad. The units with the VVER-1000, had been started in the early 80s, came very close to the design life. First of all, this applies to the 1st unit of the Balakovo NPP and the 1st unit of the Kalinin NPP.  The main structural element of the power unit with a nuclear power device, determining its life, is the reactor vessel (RV). Annealing of the RV is a compensating measure to extend its service life. The extension of the service life of a large number of the VVER-440 RVs is ensured by the implementation of recovery annealing of the irradiated seam of the RV. To extend the service life of the RV of the unit 1 of the Balakovo NPP, it is also necessary to implement the recovery annealing. The design differences of the VVER-1000 RV from the VVER-440, the higher annealing temperature and the difference in the chemical composition of the materials of these types of RV did not allow using the technology of the annealing of the RV developed for the VVER-440. The article presents the rationale for the construction and structural aspects of a full-scale experimental test bench for testing equipment for annealing the VVER-1000 RV and the results of the experiment.  **Key words:** extension of the service life of NPP with VVER-1000, annealing of the VVER-1000 RV, full-scale experimental annealing stand of the metal of RV. |
| Технология самораспространяющегося **высокотемпературного** синтеза композиционных ферросплавовМ.Х. Зиатдинов, И.М.Шатохин, Л.И. Леонтьев Представлены результаты исследований по разработке специализированной СВС технологии композиционных ферросплавов для сталеплавильного и доменного производств. Принципиальная задача по созданию производства для металлургии решена путем разработки нового подхода к практической реализации СВС метода - металлургического СВС процесса. Металлургический вариант СВС основан на использовании в новом процессе в качестве основного сырья различных металлургических сплавов, включая пылевидные отходы производства ферросплавов.  **Ключевые слова:** СВС технология, композиционные ферросплавы, азотирование, нитриды, бориды. | **Technology of self-propagating high-temperature synthesis of composite ferroalloys**  ***M.Kh. Ziatdinov, I.M. Shatokhin, L.I. Leontyev***  The article presents research findings in the development of a specialized SHS technology for composite ferroalloys for steel melting and blast furnace iron-making. To resolve the principle goal of creating metallurgical production lines it was developed a new approach to practical implementation of the SHS method - a metallurgical SHS process. The metallurgical version of SHS is based on using different metallurgical alloys as the main raw stock; those include dust-type wastes of ferrоalloys production.  **Key words:** SHS technology, composite ferroalloys, nitriding, nitrides, borides. |
| Оценка скорости солевой коррозии металлов в составе сплавовА.З. Багерман, И.П. Леонова Оценены скорости коррозии входящих в состав сплавов: Ni, Co, Cr, Mo, W, Al, Ti, Nb, Fe в зависимости от температуры в диапазоне до 950 0С.  На основании этих данных выполнены прогнозные оценки коррозионного процесса сплавов, проходивших и не проходивших коррозионные испытания.  **Ключевые слова:** горячая солевая коррозия, потеря массы, солевая нагрузка. | Evaluation of the salt corrosion rate of metals in the composition of alloysA.Z. Bagerman, I.P. Leonova The corrosion rates of alloys of the following elements Ni, Co, Cr, Mo, W, Al, Ti, Nb, Fe depending on temperature in the range up to 950 0C were estimated. Based on these data, the projected estimates of the corrosion process of alloys, passed and not passed corrosion test, were carried out.  **Key words:** hot salt corrosion, weight loss, salt load. |