

<i>Н.Н. Ошканов</i> Белоярская АЭС – история атомной энергетики страны .....	5
<b>АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ</b>	
<i>Н.Н. Ошканов, П.П. Говоров</i> Жидкометаллический реактор БН-600 – основные особенности и опыт эксплуатации .....	7
<i>А.А. Петров, А.А. Роменков, О.А. Ярмоленко</i> Использование опыта Белоярской АЭС в области ядерного перегрева при создании ядерных реакторов нового поколения с повышенными и сверхкритическими параметрами теплоносителя .....	21
<b>БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ</b>	
<i>Е.Ю. Баданин, В.А. Дрозденко</i> Диагностика и анализ вибрационного состояния ГЦН энергоблока БН-600 .....	30
<i>Е.В. Балахнин, А.В. Гаврилов, А.И. Карпенко, А.М. Тучков</i> Опытная эксплуатация комплекса программ обоснования безопасной эксплуатации реактора БН-600 в динамических режимах – JOKER .....	35
<i>А.И. Бельтюков, П.П. Говоров, В.А. Дрозденко</i> Виброакустический метод определения местоположения течи бассейнов выдержки отработавшего ядерного топлива АЭС .....	40
<i>В.П. Забегаев, А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум</i> Опыт применения на БН-600 методов безмонтажной проверки и диагностики измерительных каналов системы внутриреакторного контроля температуры теплоносителя .....	46
<i>А.А. Кузнецов, П.П. Говоров, Ю.В. Носов, А.П. Караваев</i> Методика определения дефектного модуля при появлении течи в секционном парогенераторе ПГН-200М .....	53
<b>ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ</b>	
<i>А.В. Ладейщиков, А.В. Шонохов</i> Радиационная безопасность населения и окружающей среды в районе расположения Белоярской АЭС .....	61
<b>ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ</b>	
<i>Е.В. Балахнин, А.В. Гаврилов, А.И. Карпенко, А.М. Тучков</i> Формирование модели активной зоны реактора БН-600 из топливного архива ГЕФЕСТ для программы SYNTES .....	64
<i>В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков, И.А. Чернов</i> Расчетное сопровождение реакторных испытаний экспериментальных сборок для наработки аргона-37 .....	68
<i>В.А. Желтышев, А.А. Лыжин, В.А. Шаманский, Ю.С. Хомяков</i> Дополнительный метод определения прогнозного положения компенсирующих рабочих органов реактора БН-600 Белоярской АЭС в критическом состоянии .....	73
<i>А.А. Иванов, С.Ю. Митрофанов</i> Учет мощностного эффекта реактивности при определении эффективности РО СУЗ реактора БН-600 Белоярской АЭС .....	82
<i>А.А. Иванов, С.Ю. Митрофанов</i> Использование импульсного канала контроля реактивности при проведении нейтронно-физических измерений на реакторе БН-600 Белоярской АЭС .....	86
<i>А.И. Карпенко, В.И. Оглезнев, А.М. Тучков, И.А. Чернов</i> Упрощенная методика расчета основных физических характеристик отработавших европейских стержней СУЗ реактора БН-600 .....	95

<i>Н.Н. Ошканов, О.А. Потапов, Ю.В. Носов, М.Т. Теличко, А.П. Южаков, И.С. Поморцев</i> Система регистрации положения РО СУЗ без использования сельсинов .....	101
<b>СНЯТИЕ С ЭКСПЛУАТАЦИИ</b>	
<i>Н.Н. Ошканов, В.Ф. Росляков, Б.И. Чубаров, В.А. Махов, Е.А. Винивитин</i> Выполнение программ вывода из эксплуатации энергоблоков № 1 и № 2 Белоярской АЭС .....	108
<i>О.Л. Ташлыков, А.Н. Сесекин, С.Е. Щеклеин, А.Г. Чеченцов</i> Разработка оптимальных алгоритмов вывода АЭС из эксплуатации с использованием методов математического моделирования .....	115
<b>ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА</b>	
<i>С.В. Богатов, В.П. Забегаев, А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум</i> Исследование температурного режима отработавших ТВС реакторов первой очереди Белоярской АЭС в условиях «сухого» хранения .....	121
<i>С.В. Богатов, М.Г. Киреев</i> Методика и результаты эксплуатационных расчетов температуры топлива в твэлах ТВС реактора БН-600 .....	127
<b>АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ</b>	
<i>Е.Ю. Баданин, П.П. Говоров, В.А. Дрозденко</i> Особенности вибрационного состояния насосных агрегатов ГЦН энергоблока БН-600 .....	136
<i>П.П. Говоров, И.М. Крысантьев, А.М. Тучков</i> Визуализация базы данных о нарушениях нормальной эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС .....	140
<i>В.В. Денисов, М.Д. Лякишева, В.И. Карсонов, Н.Б. Трунов</i> Опыт работ ОКБ «Гидропресс» по продлению срока службы ПГ АЭС БН-600 и задачи разработки ПГ для новых энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах .....	144
<i>Ю.В. Носов, Г.Н. Цыганков, А.И. Карпенко, А.А. Кузнецов</i> Анализ динамики поступления водорода в натрий второго контура после замены модулей парогенераторов энергоблока БН-600 .....	152
<i>М.Т. Теличко, П.П. Говоров, И.С. Поморцев</i> Разработка схемы цифровой регистрации скорости вращения главных циркуляционных насосов второго контура энергоблока БН-600 .....	162
<b>ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАО</b>	
<i>М.В. Баканов, А.В. Ненахов, В.В. Чуев, И.С. Дудниченко, О.Н. Леликов</i> Контроль работоспособности реакторных сборок после эксплуатации в активных зонах БН-600. Вторая модернизация оборудования «горячей» камеры .....	167
<i>В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков</i> Расчетное обоснование безопасного послереакторного обращения с элементами активной зоны реактора БН-600 .....	187
<b>ПОДГОТОВКА КАДРОВ</b>	
<i>А.В. Абдуллаева, Н.Н. Ошканов</i> Прогнозирование профессиональной успешности при отборе кандидатов в резерв на руководящие должности .....	192
<i>А.И. Карпенко, Ю.А. Махаев</i> Концепция компьютерной системы поддержки технического обслуживания и ремонта оборудования на АЭС. Организация и безопасность .....	198
<i>А.И. Карпенко, Ю.А. Махаев</i> Основные модули компьютерной системы поддержки технического обслуживания и ремонта оборудования на АЭС. Назначение, описание, реализация .....	204
<b>МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА</b>	
<i>В.С. Агеев, Ю.П. Буданов, А.Г. Иолтуховский, М.В. Леонтьева-Смирнова, Н.М. Митрофанова, А.В. Целищев, И.А. Шкабура</i> Конструкционные материалы активных зон российских быстрых реакторов Состояние и перспективы .....	210

## CONTENTS

<i>N.N. Oshkanov</i> Beloyarsk NPP – History of the Russian Nuclear Power Engineering .....	5
<b>CYRRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING</b>	
<i>N.N. Oshkanov, P.P. Govorov</i> BN-600 Liquid Metal Reactor – Main Features and Operating Experience .....	7
<i>A.A. Petrov, A.A. Romenkov, O.A. Yarmolenko</i> Utilization of the Beloyarsk NPP's Experience in the Field of the Nuclear Superheating when Developing the Nuclear Reactors of the New Generation with the Increased and Supercritical Parameters of Coolant .....	21
<b>SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP</b>	
<i>E.Yu. Badanin, V.A. Drozdenko</i> On-line Failure Diagnosis and Vibration Reliability of the BN-600 Power Unit Primary and Secondary Sodium Pumps .....	30
<i>E.V. Balakhnin, A.V. Gavrilov, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov</i> Trial Use of the JOKER Software Package for the Justification of the Safe BN-600 Reactor Operation under Transients .....	35
<i>A.I. Beltyukov, P.P. Govorov, V.A. Drozdenko</i> Vibroacoustic Methods of the Location of the Leak of the Irradiated Fuel Cooling Ponds .....	40
<i>V.P. Zabegaev, A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum</i> Experience of Utilization at BN-600 of the Methods of the Check and Failure Diagnosis of the Measurement Circuits of the In-Reactor Coolant Temperature Monitoring without their Dismantling .....	46
<i>A.A. Kuznetsov, P.P. Govorov, Yu.V. Nosov, A.P. Karavaev</i> Methodology of the Location of the Failed Stage during the Development of the Water-Sodium Reaction in the Modular Steam Generator named PGN-200M .....	53
<b>ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING</b>	
<i>A.V. Ladeishchikov, A.V. Shonokhov</i> Radiation Safety of the General Public and Environment in the Area of the Beloyarsk NPP Site .....	61
<b>REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY</b>	
<i>E.V. Balakhnin, A.V. Gavrilov, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov</i> Forming the Model of the BN-600 Reactor Core using the Hephaestus Fuel Archive for the SYNTES Code .....	64
<i>V.V. Golovin, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov</i> Support by Calculation to the Reactor Testing of the Test Sub-Assemblies for Production of Argon-37 .....	68
<i>V.A. Zhyoltyshev, A.A. Lyzhin, V.A. Shamansky, Yu.S. Khomyakov</i> Additional Method of the Determination of the Anticipated Position of Shimming Rod KS1-18 of the BN-600 reactor of the Beloyarsk NPP under the critical conditions .....	73
<i>A.A. Ivanov, S.Yu. Mitrofanov</i> Determination of the Worth of the Beloyarsk NPP BN-600 Reactor Control Rods taking into account the Power Reactivity Effect .....	82
<i>A.A. Ivanov, S.Yu. Mitrofanov</i> Use of the Pulse Circuit of the Reactivity Monitoring during the Beloyarsk NPP BN-600 Reactor Neutron Measurements .....	86
<i>A.I. Karpenko, V.I. Ogleznev, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov</i> Simplified Methodology of the Calculation of the Physical Characteristics of the Irradiated BN-600 Reactor Europium Control Rods .....	95

<i>N.N. Oshkanov, O.A. Potapov, Yu.V. Nosov, M.T. Telichko, A.P. Yuzhakov, I.S. Pomortsev</i> The System of the Recording of the Position of the Control Rods without the use of the Selsyns .....	101
<b>DECOMMISSIONING OF NPPs</b>	
<i>N.N. Oshkanov, V.F. Roslyakov, B.I. Chubarov, V.A. Makhov, E.A. Vinivitin</i> Implementation of the Decommissioning Programmes of Beloyarsk NPP Power Units 1 and 2 .....	108
<i>O.L. Tashlykov, A.N. Seseikin, S.E. Shcheklein, A.G. Chechentsov</i> Development of the Optimal Algorithms of the NPP Decommissioning using the Methods of Mathematical Simulation .....	115
<b>THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS</b>	
<i>S.V. Bogatov, V.P. Zabegaev, A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum</i> Research into the Temperature Behaviour of the Irradiated Fuel Sub-Assemblies of the First Phase of the Beloyarsk NPP under the conditions of the «Dry» Storage .....	121
<i>S.V. Bogatov, M.G. Kireev</i> Methodology and Results of the Operational Calculation of the Temperature of the Fuel in the Fuel Pins of the BN-600 Reactor Fuel Sub-Assemblies .....	127
<b>NUCLEAR POWER PLANTS</b>	
<i>E.Yu. Badanin, P.P. Govorov, V.A. Drozdenko</i> Features of the Vibration Conditions of the Pumping Units of the Primary Sodium Pumps of the BN-600 Power Unit under the conditions of Two-Loop Operation .....	136
<i>P.P. Govorov, I.M. Krysanov, A.M. Tuchkov</i> Visualization of the Database on the Off-Normal Operation of Beloyarsk NPP Power Unit 3 .....	140
<i>V.V. Denisov, M.D. Lyakisheva, V.I. Karsonov, N.B. Trunov</i> Gidropress Development Centres Experience of Working in the Field of the Extension of the BN-600 NPP Steam Generator Lifetime and Tasks of the Development of the Steam Generators for New Fast Reactor Power Units .....	144
<i>Yu.V. Nosov, G.N. Tsygankov, A.I. Karpenko, A.A. Kuznetsov</i> Analysis of the Dynamics of Hydrogen Ingress to Secondary Sodium after the Replacement of the Steam Generator Stages of the BN-600 Power Unit .....	152
<i>M.T. Telichko, P.P. Govorov, I.S. Pomortsev</i> Development of the System of the Digital Recording of the BN-600 Reactor Secondary Sodium Pump Speed .....	162
<b>FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT</b>	
<i>M.V. Bakanov, A.V. Nenakhov, V.V. Chuev, I.S. Dudnichenko, O.N. Lelikov</i> Verification of the Operability of the Reactor Sub-Assemblies after Operation in the BN-600 Cores. The Second Modification of the Equipment of the Hot Cell .....	167
<i>V.V. Golovin, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov</i> Justification by Calculation of the Safe Post Irradiation Handling of the BN-600 Reactor Core Components .....	187
<b>TRAINING OF PERSONNEL</b>	
<i>A.V. Abdullaeva, N.N. Oshkanov</i> Prediction of the Professional Successfulness when Screening the Candidates for the Potential Executive Positions .....	192
<i>A.I. Karpenko, Yu.A. Makhaev</i> Concept of the Computer System of the Support to the Maintenance of the Equipment at the Nuclear Plant. Management and Safety .....	198
<i>A.I. Karpenko, Yu.A. Makhaev</i> Main Modules of the System of the Support to the Maintenance of the Equipment at the Nuclear Power Plant. Designation, Presentation, Implementation .....	204
<b>MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING</b>	
<i>V.S. Ageev, Yu.P. Budanov, A.G. Ioltukhovskiy, M.V. Leonteva-Smirnova, N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, I.A. Shkaruba</i> Structural Materials of the Russian Fast Reactor Cores. Current Situation and Perspectives .....	210

## БЕЛОЯРСКАЯ АЭС – ИСТОРИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ СТРАНЫ

**Н.Н. Ошканов**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*

В апреле 1964 г. был введен в эксплуатацию энергоблок №1 Белоярской АЭС – первый коммерческий энергоблок АЭС в нашей стране. Этот блок с водографитовым реактором АМБ-100 мощностью 100 МВт.эл. проработал 17 лет и в настоящее время на нем проводится подготовка к выводу из эксплуатации.

В 1967 г. был введен в работу энергоблок №2 с водографитовым реактором АМБ-200 мощностью 200 МВт.эл., который проработал 21 год – до 1989 г. – и в настоящее время на нем проводится подготовка к выводу из эксплуатации.

Научное руководство созданием и эксплуатацией этих энергоблоков осуществлял Физико-энергетический институт (г. Обнинск), конструирование реакторной установки – НИКИ-

ЭТ (г. Москва), генеральное проектирование – Атомэнергопроект (г. С-Петербург), сооружение – Уралэнергострой (г. Екатеринбург).

В апреле 1980 г. был введен в эксплуатацию энергоблок №3 мощностью 600 МВт.эл. с натриевым реактором на быстрых нейтронах БН-600. Научное руководство созданием и эксплуатацией этого энергоблока осуществляет Физико-энергетический институт (г. Обнинск), конструирование реакторной установки – ОКБМ (г. Н-Новгород), конструирование парогенераторов – ОКБ Гидропресс (г. Подольск), генеральное проектирование – Атомэнергопроект (г. С-Петербург), сооружение – Уралэнергострой (г. Екатеринбург).

В настоящее время на Белоярской площадке сооружается энергоблок №4 мощностью 880 МВт.эл. с натриевым реактором на быстрых нейтронах БН-800, научное руководство, конструирование, проектирование и сооружение осуществляют те же организации, что и энергоблок №3.

Энергоблоки №1 и 2 явились кузницей кадров атомной энергетики страны. Многие руководители отрасли вышли из рядов БАЭС – Г. Веретенников, Ю. Камнев, В. Малышев, В. Невский, Б. Прушинский, О. Сараев, Г. Шашарин. Директорами и главными инженерами других АЭС стали В. Бронников, С. Крылов, В. Купный, Е. Корягин, А. Мазалов, С. Мефодьев, В. Пупков, Ю. Сараев, Г. Щапов.

Первым директором БАЭС, заложившим дух культуры эксплуатации и образ жизни стал В. Невский. Ему довелось строить и вводить в эксплуатацию первые энергоблоки №1 и 2.

Второй директор – В.Малышев – продолжил становление эксплуатации БАЭС. Он строил и ввел в эксплуатацию энергоблок №3, принеший славу атомной энергетики страны и станции.



Н. Ошканов



В. Невский



В. Малышев



О. Сараев

Нелегкое время выпало третьему директору станции – О.Сараеву. Его период директорства совпал с постчернобыльским кризисом атомной энергетики и с временем нелегких преобразований в России. Но именно в этот период произошло становление эксплуатации энергоблока БН-600, ставшего лучшим энергоблоком мира в классе быстрых реакторов.

В дальнейшем, четвертое руководство станции продолжило успешную эксплуатацию энергоблока БН-600 и подготовило его к продлению срока эксплуатации до 45 лет вместо расчетных 30 лет.

29 из 45 лет станция эксплуатирует энергоблок с реактором на быстрых нейтронах БН-600. Достижение этим энергоблоком показателей эксплуатации, сравнимых с лучшими показателями АЭС мира, эксплуатирующих типовые реакторы, явилось одной из причин дальнейшего развития быстрой энергетики страны и, пожалуй, и мира. В настоящее время на площадке БАЭС продолжается строительство нового энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-800 мощностью 880 МВт.эл.

За достигнутые успехи Белоярская АЭС награждена орденом Трудового Красного Знамени и Красным Знаменем Совета Министров и ЦК КПСС. 190 работников станции награждены государственными наградами, в том числе высшими наградами государства

Государственные премии – 6 чел.

Заслуженные работники РФ – 17 чел.

Ордена – 93 чел.

Медали – 74 чел.

Работниками станции защищено 3 докторских и 10 кандидатских диссертаций.

Ежегодно 10 и более работникам станции присуждается звание «Лучший инженер России».

В настоящее время на станции работает более 2600 человек. Возможно, интересным явится факт, что за всю историю на станции работало более 21 000 человек.

Белоярская АЭС – первая коммерческая АЭС нашей страны – является историей развития атомной энергетики, перспектива развития которой также связана с нашей станцией, на которой эксплуатируется, строится и предполагается дальнейшее сооружение реакторов на быстрых нейтронах.

## ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИЙ РЕАКТОР БН-600 – ОСНОВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ И ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ

**Н.Н. Ошканов, П.П. Говоров**

*Белоярская АЭС, г.Заречный*



Рассмотрены основные конструктивные особенности жидкометаллического быстрого реактора БН-600, его преимущества и недостатки. Приведены достигнутые за 29 лет эксплуатации технико-экономические показатели. Дано описание имевших место инцидентов и событий со снижением мощности реактора.

**Ключевые слова:** натрий, парогенератор, реактор, ресурс, эксплуатация.

**Key words:** sodium, steam generator, reactor, lifetime, operation.

В этом году исполняется 45 лет с момента пуска первого энергоблока на Белоярской АЭС. Это одна из старейших атомных станций России, являющаяся своеобразным «полигоном» – первопроходцем атомной энергетики. На Белоярской АЭС впервые отработывалась технология эксплуатации уран-графитовых промышленных реакторов АМБ, однако ее «сердцем» или главной «изюминкой» является реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600. БН-600 является двухцелевым реактором и предназначен для наработки ядерного горючего и получения тепловой энергии с последующим преобразованием ее в электрическую. Он начал свою работу в апреле 1980 г. На номинальную электрическую нагрузку 600 МВт. эл. БН-600 был выведен в октябре 1981 г., и с этого времени работает в базовом режиме на номинальной мощности реактора со среднегодовым коэффициентом ее использования 77–80%, определяемым, в основном, периодами планового технического обслуживания оборудования.

### ОСНОВНЫЕ КОНСТРУКТИВНЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ РЕАКТОРА

Конструкция реактора БН-600 выполнена по интегральному принципу. Его основные элементы: активная зона, поворотная пробка с центральной колонной, механизмы перегрузки; исполнительные механизмы системы управления и защиты реактора (СУЗ), биологическая защита, главные циркуляционные насосы (ГЦН) первого контура, промежуточные теплообменники, напорная камера и блок напорных трубопроводов размещены в основном корпусе (рис. 1). Реактор расположен в бетонной шахте, облицованной изнутри стальным листом. Сверху шахту с реактором перекрывает верхняя биологическая защита. Реактор через переходное опорное кольцо установлен на катковые опоры, расположенные на фундаменте в нижней части шахты реактора.

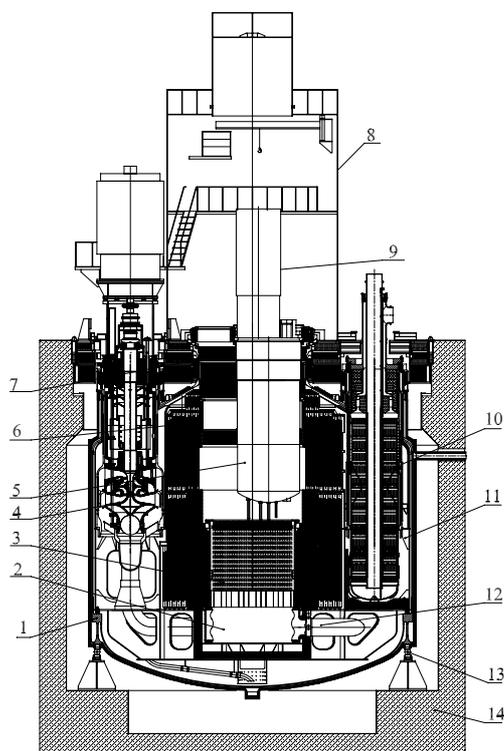


Рис. 1. Реактор БН-600: 1 – корпус реактора; 2 – напорная камера и коллектор; 3 – активная зона; 4 – ГЦН первого контура; 5 – центральная поворотная колонна; 6 – биологическая защита; 7 – поворотная пробка; 8 – защитная оболочка; 9 – исполнительные механизмы СУЗ; 10 – промежуточный теплообменник; 11 – опорный пояс; 12 – напорный трубопровод; 13 – катковая опора; 14 – бетон шахты

## КОРПУС РЕАКТОРА

Корпус представляет собой цилиндрический бак с внутренним диаметром 12,8 м, высотой 13,8 м, имеющий конусную крышу с горловинами-патрубками для установки оборудования и эллиптическое днище.

С помощью нескольких тепловых экранов радиоактивный натрий в количестве 730 т в основном корпусе реактора разделен на две зоны:

- горячий бак, где выходящий из активной зоны натрий поступает на вход 6-ти промежуточных теплообменников;
- холодный бак, с расположенными там тремя главными циркуляционными натриевыми насосами, прокачивающими сливающийся из промежуточных теплообменников охлажденный натрий через активную зону.

Напорная камера с активной зоной и отражателем нейтронов, внутрикорпусная биологическая защита, шесть промежуточных теплообменников, три главных циркуляционных насоса первого контура и тепловые экраны размещаются на опорном поясе специальной конструкции коробчатого типа, установленной на опорном кольце.

Над свободной поверхностью натрия поддерживается газовая аргоновая подушка для предотвращения контакта натрия с воздухом.

Корпус реактора заключен в страховочный корпус для предотвращения недопустимой потери натрия в случае течи основного корпуса и, как следствие, падения уровня натрия, которое может привести к разрыву циркуляции натрия через активную зону. Контроль целостности корпуса ведется с помощью сигнализаторов течи. Кроме этого осуществляется мониторинг уровня натрия в баках главных циркуляционных насосов и реактора, давления в газовой и страховочной полостях реактора, аэрозольной радиоактивности в зазоре между основным и страховочным корпусом.

Компенсация тепловых перемещений страховочного корпуса относительно корпуса реактора обеспечивается торовым компенсатором и сильфонными компенсаторами, установленными на всех патрубках под насосы первого контура, теплообменники и элеваторы системы перегрузки топлива.

## АКТИВНАЯ ЗОНА

Активная зона предназначена для создания управляемой ядерной реакции, генерирования на ее основе тепловой энергии и организации теплоотвода от топлива. Основная доля делящегося материала сосредоточена в ее центральной части, окруженной зоной воспроизводства: верхней и нижней торцевой и боковой. На периферии активной зоны находится внутриреакторное хранилище, служащее

для первичной выдержки отработанных тепловыделяющих сборок (ТВС). Для сокращения утечки нейтронов активная зона окружена отражателем, который ее конструктивно ограничивает и предотвращает развал ТВС. В качестве топлива используется  $UO_2$ .

Топливо активной зоны содержится в 369 ТВС, каждая из которых имеет 217 твэлов со спеченными таблетками, которые заключены в оболочку из нержавеющей стали диаметром 6,9 мм. Твэлы объединены внутри шестигранного чехла с размером «под ключ» 96 мм.

В 378 ТВС боковой зоны воспроизводства находится обедненный  $UO_2$ , таблетки которого заключены в оболочки диаметром 14 мм, по 37 твэлов в каждой ТВС.

## СИСТЕМА ТЕПЛОТВОДА

Циркуляцию натрия в реакторе обеспечивают три насоса первого контура производительностью каждый  $9700 \text{ м}^3/\text{ч}$  при 990 оборотах в минуту. Натрий при температуре  $365^\circ\text{C}$  поступает в тепловыделяющие сборки и выходит в пространство над активной зоной с температурой  $550^\circ\text{C}$ , затем поступает во входные окна 6-ти промежуточных теплообменников, соединенных попарно с тремя независимыми петлями второго контура.

Нерадиоактивный натрий второго контура с температурой  $328^\circ\text{C}$  поступает в промежуточный теплообменник и, нагреваясь до  $518^\circ\text{C}$ , подается в парогенератор. Для прокачки натрия в каждой теплоотводящей петле установлен насос производительностью  $8000 \text{ м}^3/\text{ч}$  при скорости вращения 750–780 оборотов в минуту.

Каждый из трех парогенераторов с независимой натриевой системой второго контура имеет восемь секций, каждая из которых состоит из трех модулей: испарителя, основного пароперегревателя и промежуточного пароперегревателя (рис. 2). Модули представляют собой вертикальный теплообменник с прямыми трубами, компенсатором линейных термических расширений на корпусе. Теплоноситель второго контура натрия циркулирует в межтрубном пространстве модулей,

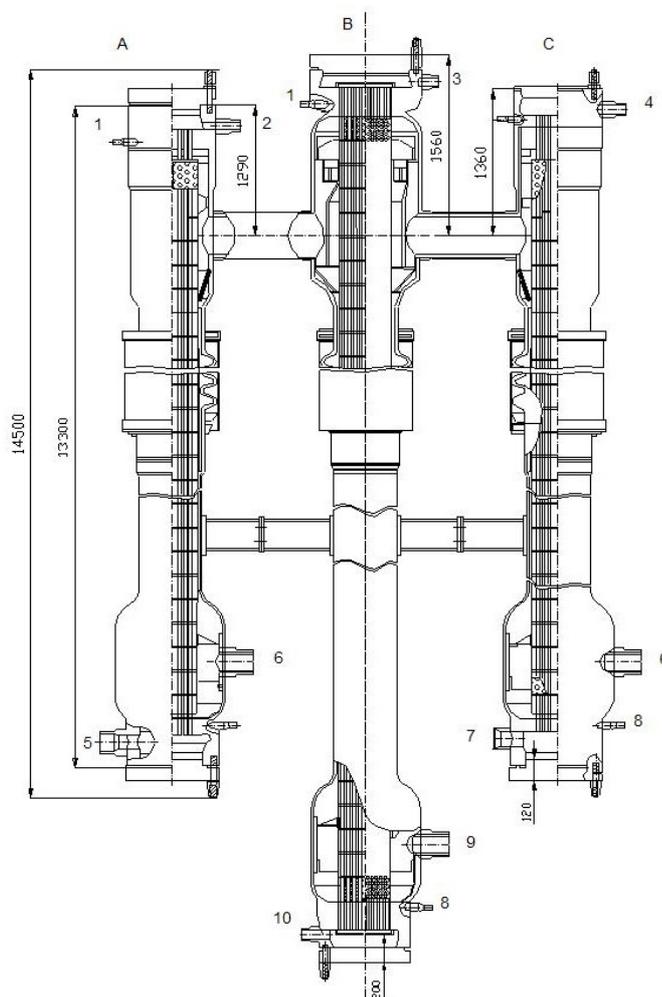


Рис. 2. Секция парогенератора: А – пароперегревательный модуль; В – испарительный модуль; С – модуль промежуточного перегрева; 1 – сдувка; 2 – вход слабоперегретого пара; 3 – выход слабоперегретого пара; 4 – вход пара промежуточного перегрева; 5 – выход перегретого пара; 6 – вход теплоносителя (натрия); 7 – выход пара промежуточного перегрева; 8 – дренаж; 9 – выход теплоносителя (натрия); 10 – вход питательной воды

Таблица 1

**Основные характеристики парогенераторов реактора БН-600**

Характеристики	Испаритель	Основной пароперегреватель	Промежуточный пароперегреватель
Поверхность теплообмена по наружному диаметру труб, м <sup>2</sup>	8 × 255	8 × 146	8 × 224
Размеры трубок, $\varnothing_{нар.} \times$ толщина, мм	16 × 2,5	16 × 2,5	25 × 2,5
Длина трубок, м	15,2	12,72	12,56
Количество трубок, шт.	349	239	235
Шаг трубок в треугольном пучке, мм	28	33	33

Таблица 2

**Термодинамические параметры парогенераторов**

Наименование параметра	Значение
Тепловая мощность, МВт	490
Расход натрия, кг/с	2030
Температура натрия на входе (не выше), °С	518
Температура натрия на выходе, °С	290 – 328
Паропродуктивность, кг/с	184
Температура питательной воды, °С	241
Температура острого пара, °С (не выше)	507
Давление острого пара, МПа	13,7

вода-пар в теплопередающих трубах. Движение рабочих сред противоточное. Горячий натрий из промежуточного теплообменника поступает вначале в модуль основного и промежуточного перегревателя, а затем в испаритель. Питательная вода подается в нижнюю камеру модуля испарителя и движется снизу вверх, слабо перегретый пар поступает в верхнюю камеру модуля основного пароперегревателя. Пар после цилиндра высокого давления турбины поступа-

ет в верхнюю камеру модуля промежуточного пароперегревателя и далее движется сверху вниз. Основные параметры парогенераторов приведены в табл. 1 и 2.

Испаритель изготовлен из перлитной стали 1Х2М, а пароперегреватели из аустенитной Х18Н9. Парогенератор оснащен системой детектирования течи воды или пара в натрий, предотвращения развития аварии с течью и ее локализации аварии в пределах парогенератора.

3 контур состоит из трех автономных моноблоков «парогенератор – турбина» (рис. 3). Пар после парогенератора подается в цилиндр высокого давления турбины. После цилиндра высокого давления отработанный пар с температурой 290–300°С при давлении 2,7 МПа поступает в промежуточные пароперегревательные модули парогенератора, где нагревается до температуры 500–505°С. Затем пар поступает последовательно в цилиндры среднего и низкого давления турбины и далее сбрасывается в конденсатор. Из конденсатора конденсат, пройдя очистку и систему регенеративного подогрева низкого давления, поступает на вход питательных насосов. Питательные насосы подают питательную воду в систему регенеративного подогрева высокого давления и далее в парогенератор на вход в испарительные модули. Расход питательной воды составляет 650–660 т/ч, температура – 240°С.

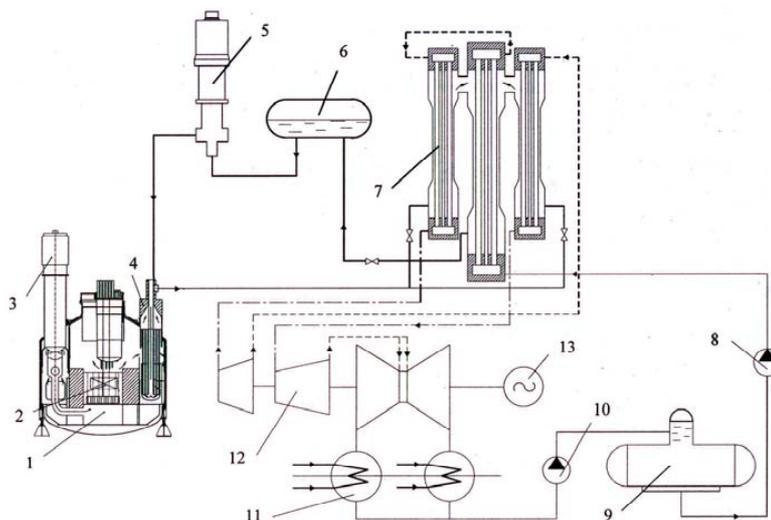


Рис. 3. Схема теплопроводящей петли БН-600: 1 – реактор; 2 – активная зона; 3 – ГЦН первого контура; 4 – промежуточный теплообменник; 5 – ГЦН второго контура; 6 – буферная емкость; 7 – парогенератор; 8 – питательный насос; 9 – деаэратор; 10 – конденсатный насос; 11 – конденсатор; 12 – турбина; 13 – генератор

### ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БН-600

В общей сложности время работы реактора БН-600 в режиме выработки электроэнергии достигло величины 193 тыс. часов, что соответствует 10,5 тыс. эквивалентным суткам работы на полной мощности и составляет 76,7% календарного времени. По этому показателю БН-600 превзошел все когда-либо действовавшие аналогичные крупные реакторные установки. Среднегодовой коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) БН-600 на протяжении всего периода работы оставался стабильно высоким (рис. 4). За 29 лет эксплуатации только шесть значений КИУМ меньше 70%, три из них приходится на начальный период работы и связаны с освоением режимов работы энергоблока в целом и отдельного его оборудования [1].

**1990 г.** (КИУМ 65,9%) потери выработки электроэнергии были связаны, в основном, с неплотностью в системе охлаждения генераторов.

**1991 г.** (КИУМ 69,8%) – неисправности оборудования 3-го (пароводяного)

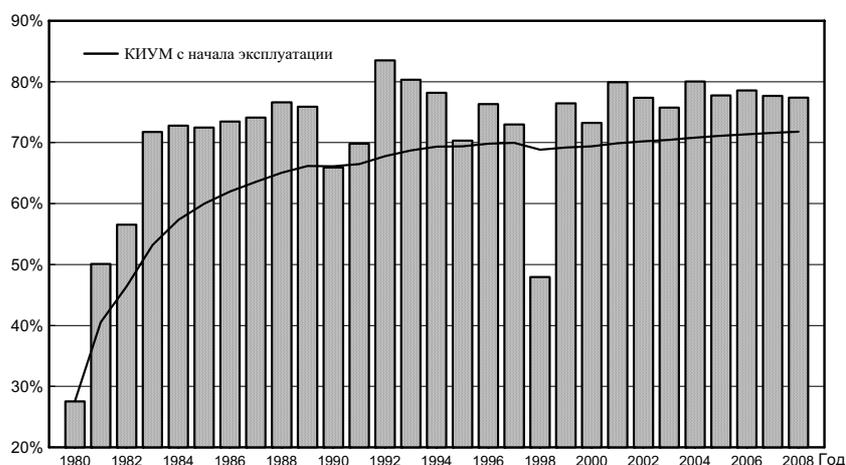


Рис. 4. КИУМ энергоблока БН-600

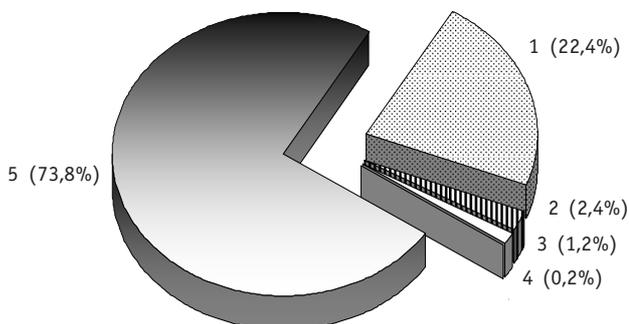


Рис. 5. Интенсивность использования установленной мощности БН-600: 1 – плановые инспекции и перегрузки топлива; 2 – отказы оборудования и ошибки персонала; 3 – прочие причины (теплоснабжение, диспетчерские ограничения, снижение вакуума и др.); 4 – освоение блока; 5 – выработка электроэнергии

контура и один случай течи воды в натрий в парогенераторе.

**1998 г.** (КИУМ 47,9%) – спланированный ремонт центральной поворотной колонны (ЦПК) реактора.

КИУМ БН-600 с начала эксплуатации составляет 71,8%, средний КИУМ (медиана) – 75,7%. Максимальное достигнутое значение КИУМ 83,5%.

Период эксплуатации БН-600 можно условно разделить на два отрезка времени: с апреля 1980 г. по сентябрь 1981 г. –

период освоения БН-600, характеризуемый поэтапным повышением мощности от 30 до 80%; с октября 1981 г. по настоящее время – работа в режиме промышленной выработки электроэнергии.

На втором отрезке работы БН-600 были достигнуты следующие значения КИУМ: суммарный КИУМ энергоблока с 1982 г. – 73,8%, средний КИУМ (медиана) – 75,9%. Достигнутое значение годового КИУМ 77–80% является максимальным при существующей продолжительности плановых остановок энергоблока (рис. 5). В настоящее время продолжительность плановых инспекций оборудования определяется, в основном, нормативным временем капитального ремонта турбоагрегатов (50 суток) и необходимостью проведения перегрузок топлива в реакторе дважды в год [2–4].

За прошедшее время эксплуатации реактор БН-600 продемонстрировал высокие показатели по безопасности и надежности работы, подтвердив тем самым основные концепции безопасности проекта и перспективность развития технологии быстрых реакторов. Наиболее важными преимуществами быстрого реактора типа БН являются

- низкая вероятность возникновения аварии с потерей теплоносителя 1 контура благодаря интегральной компоновке реактора, наличия страховочного корпуса и низкого рабочего давления;
- низкое давление в газовой полости реактора за счет достаточного запаса до кипения натрия в рабочем диапазоне температур;
- применение трехконтурной схемы, что исключает возможность распространения радиоактивного загрязнения при нарушении межконтурных барьеров вследствие поддержания давления в контурах тем выше, чем выше номер контура;
- малый начальный запас реактивности, меньшее число факторов влияющих на реактивность, отрицательный знак коэффициентов реактивности во всем диапазоне рабочих мощностей, что обеспечивает простоту и надежность управления и саморегулирование.

Были получены следующие существенные достижения:

- проведены длительные ресурсные испытания крупногабаритного оборудования, работающего в натрии;
- отработаны и оптимизированы режимы эксплуатации энергоблока;
- освоена технология замены и ремонта натриевого оборудования, включая насосы и парогенераторы;

- получен уникальный опыт по течам натрия, который показал эффективность защитных систем по локализации последствий течей;

- улучшено максимальное выгорание топлива более чем в 1,5 раза, ресурс ТВС – более чем 2,5 раза по сравнению с 1980 г.

Основные технико-экономические показатели БН-600 достигли следующих значений:

- коэффициент полезного действия (КПД) энергоблока брутто – около 42%, КПД нетто – 39%;

- время использования установленной мощности около 7000 часов в год.

За время работы БН-600 произошли следующие основные инциденты и непредвиденные события (табл. 3) [1–4]:

- течи натрия на оборудовании первого и второго контуров;
- межконтурные протечки в парогенераторах с взаимодействием вода-натрий;
- отключения главных циркуляционных насосов из-за повреждения щеточных аппаратов электродвигателей и повышенной вибрации;
- нарушения герметичности оболочек твэлов ТВС.

В 2000–2008 гг. указанные в табл. 3 события отсутствовали.

Ни одна из имевших место неисправностей оборудования или ошибок персонала не привели к негативному воздействию на население, персонал и окружающую среду. По международной шкале ядерных событий INES все события относятся к уровню 0 и вне шкалы, за исключением одного события 1-го уровня, что подтверждает высокий уровень безопасности энергоблока.

Таблица 3

**Основные события и вызванные ими снижения мощности реактора**

События/Год	80	81	82	83	84	85	86	87	91	93	95	98	99
Нарушение герметичности оболочек твэлов ТВС					1	1	6	2					1
Повышенная вибрация ГЦН 1 контура		1	3	1	1*								
Течи натрия	На арматуре								1		1		
	Дефекты сварных соединений		1										
	Дефекты основного металла									1	1		
Межконтурные протечки в ПГ	1	1	1						1				
Ремонт центральной поворотной колонны												1	
Потери выработки электроэнергии, в % КИУМ	0,04	0,01	0,08	0,04	0,15	0,02	0,21	0,11	0,04	-	0,10	1,22	0,06

\* - Произошло заклинивание вала после выполнения замены насоса.

### **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ**

Конструктивно циркуляционный насос 1 контура является погружным и выполнен с нижним гидростатическим подшипником, работающим в натрии. Рабочее колесо двустороннего всасывания укреплено на вертикальной консоли вала. На напоре насоса установлен обратный клапан диаметром 850 мм с гидравлическим приводом, который служит для исключения обратного расхода натрия при отключении насоса, когда два других насоса находятся в работе.

В качестве электропривода главного циркуляционного насоса 1 контура используется асинхронный двигатель с фазным ротором с регулированием частоты вращения в диапазоне 250–990 оборотов в минуту.

Натриевый циркуляционный насос 2 контура по типу и конструкции большинства узлов подобен насосу 1 контура. Его электропривод также близок по исполнению к электроприводу насоса 1 контура и отличается значением номинальной мощности и числом оборотов. В номинальном режиме работы установки частота вращения составляет 750–780 оборотов в минуту.

После пуска реактора в процессе поэтапного повышения его мощности и связанных с этим изменений скорости вращения у насосов 1 контура наблюдались повышенная вибрация, появление трещин валов, повреждение полумуфт сцепления вала насоса с ротором электродвигателя и ненадежная работа электропривода. Повреждения полумуфт и валов носили усталостный характер и были связаны с резонансом, вызванным совпадением пульсаций выходной мощности электропривода с собственной частотой крутильных колебаний валов. Была проведена модернизация конструкции валов и полумуфт, изменена технология эксплуатации в части рабочего диапазона скоростей вращения и момента перевода электродвигателя на нерегулируемый режим работы. Принятые меры дали положительный результат – подобных отказов насосов не было.

### **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ**

Парогенераторы реактора БН-600 отработали в режиме генерации пара более 193 тысяч часов, при этом коэффициент готовности составил величину 0,998. Тем самым была показана безопасность эксплуатации парогенераторов с разделением натрия и воды/пара через одну стенку.

За весь период эксплуатации парогенераторов было зарегистрировано 12 межконтурных течей с взаимодействием воды/пара и натрия [1]. Система контроля течи надежно фиксировала течи на уровне 0,02–0,1 граммов в секунду, что позволяло своевременно проводить отключение секций без нарушения пределов безопасной эксплуатации энергоблока и снижения мощности энергоблока. В трех случаях при появлении межконтурной течи в парогенераторе отключалась соответствующая теплоотводящая петля, и один раз был остановлен реактор (табл. 3). Как будет показано далее, более тяжелые последствия при этих межконтурных течах парогенератора произошли из-за недостаточного опыта персонала.

21 июня 1980 г. реактор БН-600 был впервые выведен на мощность 50% номинальной и температура натрия увеличена с 410 до 460°C. Вскоре после подъема мощности в натрии 2 контура началось увеличение содержания водорода, рост его концентрации (вплоть до 23 июня) происходил медленно и линейно. 24 июня темп роста содержания водорода во втором контуре резко увеличился, начало расти давление газа в буферной емкости. В связи с тем, что реактор в данный момент работал на двух петлях, персонал остановил реактор, введя в действие быструю аварийную защиту. Опорожнение парогенератора произошло за время менее 1 минуты. С помощью акустической системы детектирования течи был оп-

ределен модуль с межконтурной неплотностью и произведено отключение соответствующей секции. При этом наблюдался выход водорода через сальник отсечной арматуры секции по 3 контуру и его горение.

Позднее принятие решения об отключении петли с негерметичным парогенератором и наличие пропуска среды натриевой отсечной арматуры привели к попаданию во второй (натриевый) контур около 40 кг воды и примерно 2,5 тонн натрия в трубопроводы 3 контура.

9 июня 1981 г. и 19 января 1982 г. произошла межконтурная разгерметизация модулей парогенераторов с аналогичными первому примеру последствиями: во второй контур попало 40 и 20 кг воды, а в полости третьего контура 600 и 200 кг натрия. Последняя разгерметизация модуля парогенератора была зарегистрирована 24 января 1991 г.

В результате проведенного анализа и результатов испытаний в более жестких условиях на заводе-изготовителе, чем в условиях эксплуатации, было доказано, что причинами выхода из строя модулей явились скрытые дефекты (дефекты в сварных швах), выявление которых при изготовлении имеющимися средствами и методами контроля затруднено. Под воздействием циклических нагрузок при пусках парогенераторов и в стационарных режимах произошло раскрытие этих критических дефектов. Наибольшая интенсивность выходов из строя пароперегревателей характерна для начального периода эксплуатации, что подтверждает вывод об эксплуатационной отбраковке модулей с обнаруженными при изготовлении технологическими дефектами.

Учитывая накопленный опыт Белоярской АЭС по эксплуатационному контролю металла ПГ, были приняты необходимые меры технологического характера для устранения дефектов при изготовлении модулей ПГ.

В целом можно отметить, что секционно-модульная компоновка парогенератора, с точки зрения надежности и влияния на технико-экономические показатели АЭС, предпочтительней однокорпусной схемы парогенератора.

### **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ НАТРИЕВЫХ КОНТУРОВ**

Реактор БН-600 сконструирован по интегральному принципу компоновки, все оборудование первого контура размещено в одном баке (корпусе). Корпус не имеет отводов, расположенных ниже уровня натрия. Для исключения утечек радиоактивного натрия все трубопроводы вспомогательных систем, выходящие за пределы корпуса реактора, до запорной арматуры, включая корпуса самой арматуры, заключены в страховочный кожух.

Внешние натриевые системы первого контура функционально разделены на несколько систем, к которым относятся

- расходомерная петля;
- система очистки натрия первого контура;
- баковое хозяйство первого контура с системой перелива и газовой компенсации реактора;
- петля спектрометрии и контроля продуктов деления в натрии первого контура.

Локализирующая арматура на трубопроводах натриевых систем первого контура оснащена электрофицированным приводом и при работе реактора на мощности находится в открытом положении. В случае разгерметизации трубопроводов и оборудования, без страховочного кожуха, течь натрия первого контура фиксируется: по замыканию на «землю» спиралей тепловых зон электрического обогрева аварийного участка; датчиками пожарной сигнализации, установленными в этом помещении; системой дозиметрического контроля воздуха в этом помещении и

его температуры. Аварийный участок отсекается и производится слив натрия.

За все время эксплуатации реактора произошел единственный случай течи натрия из-за разгерметизации вспомогательной системы первого контура, потребовавший останова энергоблока.

Осенью 1993 г. на системе электрического обогрева трубопровода выхода натрия из фильтра-ловушки и вентиле системы очистки натрия 1 контура (не имеющих страховочного кожуха) был зарегистрирован сигнал замыкания спиралей. Позднее, примерно через 10 ч, сработала автоматическая сигнализация роста активности воздуха в помещении, где находится это оборудование. Сочетание этих двух признаков свидетельствовало о появлении утечки натрия, при этом радиационная обстановка в помещении не изменялась, что указывало на ее малый размер.

В соответствии с предписаниями инструкций персонал приступил к отключению места предполагаемой утечки натрия и расхолаживанию отключенного участка. Однако ввиду наличия остаточного пропуса натрия арматурой дефектный участок отключить не удалось. Для исключения риска нарушения безопасной работы энергоблока было принято решение об останове энергоблока.

После осмотра на трубопроводе в районе тройника была обнаружена трещина. Наиболее вероятной причиной появления дефекта является наличие циклических температурных напряжений, возникающих при смешивании потоков натрия с различной температурой. Для исключения подобных случаев тройник был заменен на более прочный, изменен режим работы системы очистки, на трубопроводы установлены контактные датчики перемещений и организован непрерывный автоматизированный контроль перемещений трубопроводов.

В результате этой утечки натрия произошло загрязнение радиоактивным натрием-24 (период полураспада 15 ч) отдельных помещений реакторного отделения. Загрязнения территории станции и за ее пределами не было.

Основным отличием схемы реактора с натриевым охлаждением является наличие промежуточного (второго) натриевого контура. Второй контур выполняет несколько функций: предотвращение и локализация радиоактивности в первом контуре в аварийных случаях разуплотнения теплопередающих поверхностей теплообменников, передача тепла от первого контура к парогенератору и препятствие попаданию воды/пара в первый контур. В отличие от натрия первого контура натрий второго контура нерадиоактивный, и при его утечках исключено какое-либо загрязнение окружающей среды. Основная опасность утечек натрия второго контура связана с его горением на воздухе.

За весь период эксплуатации реактора БН-600 произошло 4 инцидента с течами натрия во втором контуре, развитие которых привело к суммарной потере КИУМ – 0,13%. Две течи натрия произошли на дренажных трубопроводах модулей парогенератора. Первая имела незначительный характер и произошла вследствие дефекта в сварном соединении, вторая – из-за дефекта основного металла.

Летом 1995 г. был зафиксирован сигнал наличия замыкания в системе электрического обогрева в районе тепловой зоны нижней крышки модуля парогенератора. В результате внешнего осмотра персоналом было обнаружено задымление и запах горящего натрия. Отключение секции парогенератора с дефектным участком не привело к уменьшению задымленности в районе течи, и было принято решение об отключении теплоотводящей петли. После дренирования натрия, расхолаживания оборудования, снятия части металлопокрытия и тепловой изоляции на дренажном трубопроводе было обнаружено примерно 100 кг окислов натрия. Течь натрия происходила через сквозную трещину протяженностью 70 мм на переходе с  $\varnothing 65$  мм на  $\varnothing 48$  мм штуцера дренажа на расстоянии 75 мм от места при-

варки штуцера в корпус модуля. По результатам контроля был сделан вывод, что повреждение штуцера произошло из-за нескомпенсированных значительных нагрузок в процессе эксплуатации по концентратору напряжений. Для исключения подобных случаев в дальнейшем была предложена другая конструкция тройника, дефектный участок трубопровода заменен. Аналогичная реконструкция была выполнена и на других дренажных трубопроводах второго контура.

К отрицательным сторонам секционного модульного парогенератора можно отнести необходимость установки во втором контуре значительного количества запорной арматуры, предназначенной для отключения секций парогенератора при возникновении дефектов.

На БН-600 для этих целей используются клиновые задвижки с внутренним диаметром 300 мм с замерзающим уплотнением шпинделя и герметизацией соединения крышки с корпусом задвижки с помощью сварки (рис. 6). В процессе эксплуатации неоднократно имели место течи натрия в этом сварном соединении. В двух случаях потребовалось отключение теплоотводящей петли, т.к. арматура находилась на неотключаемых участках трубопроводов.

Весной 1991 г. был зарегистрирован сигнал о наличии замыкания в системе электрического обогрева. При осмотре обнаружено наличие окислов натрия на металлическом покрытии тепловой изоляции арматуры и незначительное парение аэрозоль натрия. Ввиду незначительного размера утечки натрия применения средств пожаротушения не потребовалось. Количество вытекшего натрия составило около 10 кг.

При контроле задвижки была обнаружена трещина переменного сечения в герметизирующем сварном шве между крышкой и корпусом задвижки протяженностью 12 мм на наружной стороне и около 2 мм на внутренней стороне. Причиной возникновения трещины стало развитие микродефекта основного металла крышки в районе герметизирующего сварного шва из-за термических воздействий.

Аналогичный случай произошел осенью 1995 г., количество вытекшего натрия также было незначительным, около 1,5 л. Учитывая повторный характер утечки натрия, в целях предотвращения новых случаев было принято решение об осмотре остальных 23-х задвижек. Следы натрия были обнаружены еще на 4-х задвижках. На 2-х из них они имели характер микротечи, но ниже порога срабатывания сигнализации, а на 2-х других задвижках – в виде следов на поверхности сварного соединения крышки с корпусом.

Разгерметизация задвижек произошла из-за дефектов технологического характера, которые стали возможны вследствие недостатков технологического процесса ремонта и контроля сварного соединения. Технологический процесс был изменен, для раннего обнаружения течи натрия установлены дополнительные датчики протечек натрия. Последующий период эксплуатации подтвердил эффективность принятых мер, течей натрия на задвижках в этом соединении не было.

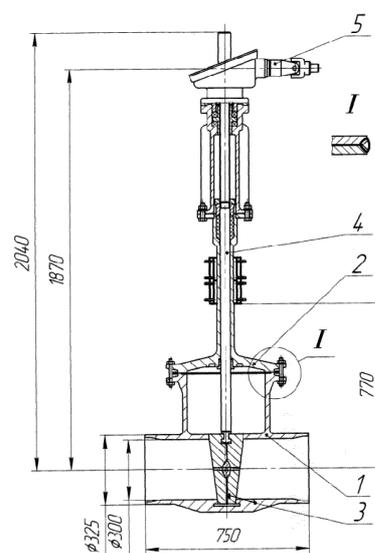


Рис. 6. Натриевая задвижка: 1 – корпус; 2 – крышка; 3 – клин; 4 – шток; 5 – привод; узел I – «усиковый» шов

**НАРУШЕНИЕ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ТВС**

По сравнению с реакторами на тепловых нейтронах быстрые реакторы имеют значительно меньшие размеры активной зоны, т.к. отсутствует необходимость в замедлителе. Но при этом средние и максимальные тепловыделения на литр активной зоны у них на 1–2 порядка выше, чем у тепловых реакторов. Поэтому создание высоконапряженных твэлов с большой глубиной выгорания является одной из главных проблем разработки и эксплуатации быстрых реакторов.

При эксплуатации ТВС в быстрых реакторах наиболее критичными из ограничивающих ресурс параметрами при проектных условиях эксплуатации являются формоизменение чехлов и твэлов ТВС из-за радиационного распухания и ползучести и нарушение герметичности оболочек твэлов.

В проекте реактора БН-600 была заложена высокая энергонапряженность активной зоны, максимальная линейная нагрузка – 540 Вт/см, температура оболочек твэлов – 710°C (при удельной мощности 810 кВт/л). Однако конструкционные материалы и проектная технология эксплуатации периферийных сборок (в том числе перестановки ТВС при перегрузках с поворотом) при принятой технологии металлургического и трубного производства оболочек твэлов не смогли обеспечить достижение установленных проектом выгораний топлива в 9,7% т.а. Наблюдались многочисленные случаи разгерметизации оболочек твэлов, связанные с развитием дефектов при большом количестве нестационарных и переходных режимов работы реактора. Это происходило, как правило, в последней, третьей, микрокампании эксплуатации ТВС.

Исходя из известных к моменту ввода в эксплуатацию реактора БН-600 данных по распуханию конструкционных материалов, было принято решение ограничить ресурс ТВС до выгораний топлива 7% т.а., но случаи нарушений герметичности оболочек твэлов продолжались. В 1984–1987 гг. по этой причине реактор 5 раз останавливался для поиска и перегрузки ТВС с негерметичными твэлами и 6 раз ограничивалась его мощность. Во всех случаях не был превышен предел безопасной эксплуатации реактора.

Для повышения надежности работы активной зоны и допустимого выгорания топлива были выполнены три ее модернизации [5]. В 1986–1987гг. был сделан переход на активную зону О1М со сниженной до 480 Вт/см максимальной линейной нагрузкой за счет увеличения высоты активной зоны с 750 до 1000 мм и перехода с двух на три зоны обогащения по  $^{235}\text{U}$ . Применены новые конструкционные материалы чехла (аустенитная сталь с холодной деформацией 08Х16Н11М3Т х.д.) и оболочек твэлов (сталь ЭИ-847 х.д.). Изменена технология эксплуатации ТВС.

В 1991–1993 гг. выполнили вторую модернизацию активной зоны. В новой активной зоне О1М1 были использованы другие конструкционные материалы: ферритно-мартенситная сталь ЭП-450 х.д. для чехла ТВС и ЧС-68 х.д. – для оболочек твэлов. Кроме этого, активная зона О1М1 имела на 4% большую, по сравнению с активной зоной О1М, загрузку топлива в ТВС. Это было достигнуто за счет увеличения высоты активной зоны с 1000 до 1030 мм и эффективной плотности топлива в твэлах с 8,5 до 8,6 г/см<sup>3</sup>.

В настоящее время реактор БН-600 работает с активной зоной О1М2, переход на которую был осуществлен в 2004–2005 гг. Эта активная зона отличается от предыдущей активной зоны только большим ресурсом (кампанией) ТВС и переходом на 4-кратную перегрузку.

В результате принятых мер после 1987г. был только один случай нарушения нормальной эксплуатации энергоблока из-за разгерметизации оболочек твэлов ТВС. Основные достигнутые показатели по выгоранию топлива и ресурсу ТВС активных зон реактора БН-600 приведены на рис. 7 и в табл. 4.

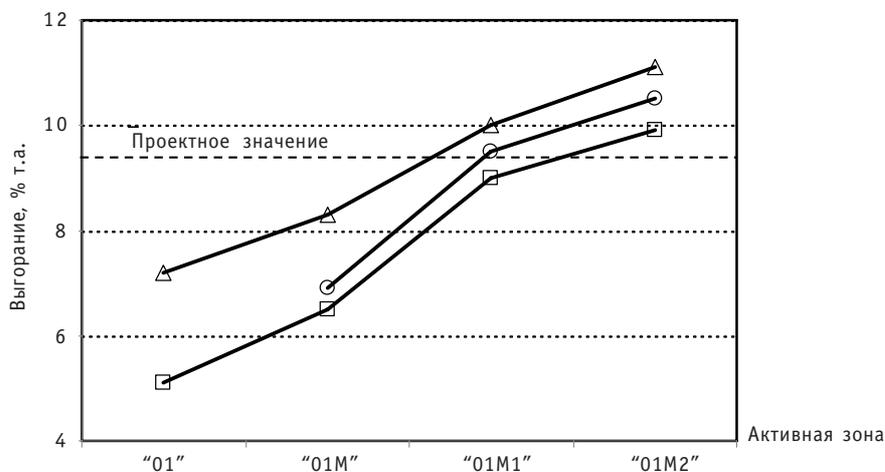


Рис. 7. Максимальные выгорания активных зон реактора: □ – 3M0; ○ – 300; △ – 350

Таблица 4

**Кампания ТВС активных зон реактора БН-600 (эфф. сут.)**

ТВС	01	01M	01M1	01M2
ТВС зоны малого обогащения (ЗМО)	200	330	480	560
ТВС зоны среднего обогащения (ЗСО)	–	330	480	560
ТВС зоны большого обогащения (ЗБО)	300	330	480	560
ТВС зоны большого обогащения, периферия	–	495	–	730

**РЕМОНТ ЦЕНТРАЛЬНОЙ ПОВОРОТНОЙ КОЛОННЫ РЕАКТОРА**

Поворотные пробки осуществляют наведение механизмов перегрузки на ячейки реактора и гильзы элеваторов, служат для размещения исполнительных механизмов системы управления и защиты реактора и другого оборудования (рис. 1), а также обеспечивают тепловую и биологическую защиту. Биологическая защита состоит из перемежающихся слоев стали борированного и простого графита и каолиновой ваты. Герметизация реактора в месте установки пробки и колонны осуществляется гидрозатворами, заполненными сплавом олово-висмут, который во время их вращения находится в расплавленном состоянии. Вращение поворотных пробок (ЦПК и ППр) осуществляется на подшипниковых узлах, расположенных за герметизирующими гидрозатворами, со стороны газовой полости реактора.

Начиная с осеннего останова 1995 г. отмечался рост момента сопротивления вращению ЦПК. В 1998 г. были проведены ремонтные работы, направленные на уменьшение момента вращения ЦПК. В ходе осмотра и обследования колонны, после ее подъема на 2 метра, было обнаружено, что в средней части обечайка колонны подверглась формоизменению. Деформация обечайки произошла вследствие распухания графита при попадании натрия внутрь колонны в результате ее разгерметизации. Выполненные ремонтные работы позволили снизить момент сопротивления при вращении колонны и обеспечить возможность ее дальнейшей работы.

**ПРОДЛЕНИЕ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ**

БН-600 относится к энергоблокам АЭС второго поколения, разработка его проекта проводилась в период с 1963 г. по 1970 г. Назначенный проектом 30-летний

срок его эксплуатации истекает в апреле 2010 г. После получения положительно прогноза остаточного ресурса основных элементов энергоблока и результатов оценки экономической целесообразности было принято решение о продлении срока эксплуатации БН-600. Этому решению в немалой степени способствовали

- высокая степень безопасности и экологической чистоты энергоблока;
- планомерное выполнение мероприятий по повышению уровня безопасности;
- надежная и экономичная работа энергоблока за предшествующий период эксплуатации.

Работы по комплексному обследованию энергоблока, оценке его безопасности и работоспособности незаменимых узлов и конструкций реактора, выполненные в 2003–2005 гг., показали возможность и экономическую целесообразность продления срока эксплуатации БН-600 еще на 15 лет.

С 2005 г. на энергоблоке начались работы по модернизации и замене оборудования. Работы проводятся в двух направлениях: повышение безопасности, устранение отступлений от нормативных документов и замена оборудования выработавшего свой ресурс. В рамках первого направления предусмотрено

- сооружение резервного пульта управления;
- создание второго комплекта аппаратуры аварийной защиты;
- оснащение дополнительной системой аварийного расхолаживания с теплообменниками «натрий-воздух»;
- повышение сейсмостойкости зданий, сооружений и оборудования;
- повышение надежности системы аварийного электроснабжения;
- модернизация системы радиационного контроля.

По второму направлению выполняется замена следующего оборудования:

- парогенераторов;
- рабочих колес главных циркуляционных насосов первого контура;
- питательных насосов;
- лопаток, рабочих колес и диафрагм последних ступеней цилиндров низкого давления турбин;
- системы возбуждения турбогенераторов.

Уникальность выполняемых в рамках продления срока эксплуатации БН-600 работ состоит в том, что они проводятся во время плановых остановок энергоблока, т.е. эксплуатация БН-600 продолжается в штатном режиме.

### **Литература**

1. *Ошканов Н.Н., Шейнкман А.Г., Говоров П.П.* Энергоблок с быстрым натриевым реактором БН-600: анализ надежности за период эксплуатации 1980 – 1990 гг. Препринт (сер. Ядерная энергетика). – Екатеринбург: УрО РАН, 1992.
2. *Ошканов Н.Н., Шейнкман А.Г., Говоров П.П.* Анализ эксплуатационной надежности энергоблока с реактором БН-600 за период эксплуатации 1980 – 1993 гг. // Атомная энергия. – 1994. – Т. 76. – Вып. 3.
3. *Ошканов Н.Н., Потапов О.А., Говоров П.П.* Оценка эффективности работы энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-600 Белоярской АЭС за 25 лет эксплуатации // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1.
4. *Ошканов Н.Н., Баканов М.В., Говоров П.П.* О величине коэффициента использования установленной мощности энергоблока БН-600 за 25 лет эксплуатации // Электрические станции. – 2005. – № 5.
5. *Бабенко Г.Б., Гаврилов А.В., Желтышев В.А. и др.* Повышение эффективности и экономичности использования ядерного топлива в реакторе БН-600 Белоярской АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1.

Поступила в редакцию 30.03.2009

# ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОПЫТА БЕЛОЯРСКОЙ АЭС В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОГО ПЕРЕГРЕВА ПРИ СОЗДАНИИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ С ПОВЫШЕННЫМИ И СВЕРХКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**А.А. Петров, А.А. Роменков, О.А. Ярмоленко**

*НИКИЭТ, г. Москва*



В статье в обзорном плане приведены сведения по опыту Белоярской АЭС в области ядерного перегрева пара, полученному при эксплуатации штатных пароперегревательных каналов с трубчатыми твэлами и при испытаниях экспериментальных каналов ППК-Ц со стержневыми твэлами. Делается предложение о целесообразности на основе этого опыта создания базы данных по внутриреакторным испытаниям материалов активной зоны в перегретом паре при температурах оболочек до 700°С применительно к условиям СКД-реакторов.

**Ключевые слова:** пароперегревательный канал, реактор АМБ, сверхкритические параметры, тепловыделяющий элемент, ядерный перегрев.

**Key words:** superheating channel, AMB reactor, supercritical parameters, fuel element, nuclear superheating.

## **ВВЕДЕНИЕ**

В настоящее время основу теплоэнергетики передовых стран в мире составляют энергоблоки сверхкритического давления СКД. При повышении единичной мощности блока энергетически выгодно повышать начальное давление пара и соответственно его температуру. Продвижение по этому пути было остановлено применением в котлах углеродистых сталей, которые работали ненадежно при температурах более 545°С. Поэтому пришлось применять более дорогие стали аустенитного класса. В 60–70 годах строятся блоки мощностью до 1100 МВт на пылеугольном топливе (в Европе и Японии) с КПД до 45%. При повышении давления до 29 МПа, 580°С, с двумя промежуточными перегревами в энергоблоке на газе в США получен КПД, равный 49%! Разрабатываются энергоблоки с двойным перегревом с давлением до 35,5 МПа и температурой 700–720°С с целью достижения КПД 52–55%, однако для этого необходимо применение новых жаропрочных сталей ферритно-мартенситного класса или хром-никелевых сплавов.

© А.А. Петров, А.А. Роменков, О.А. Ярмоленко, 2009

Совершенствование энергоблоков на органическом теплоносителе вызвано жесткими экономическими причинами сегодняшнего дня – удорожанием топлива. Кроме того, Киотские соглашения по выбросам парниковых газов еще более ограничивают экономические условия существования теплоэнергетики. Нельзя забывать и о проблеме транспортировки топлива, которая уже в наше время имеет большой политический резонанс и ограничивает доступ стран к энергоресурсам. Эти принципиальные обстоятельства позволяют говорить об увеличении интереса к атомной энергетике.

В свою очередь, атомная энергетика заявляет о своей способности решить энергетические проблемы стран на новом технологическом уровне. При этом разрабатываются новые экологические концепции атомной энергетике, основанные на новейших технологических достижениях. Кроме постепенного перехода на замкнутый топливный цикл и окончательного решения вопроса обращения с РАО (захоронение в геологические формации) в качестве ключевой задачи выдвигается идея снижения теплового загрязнения окружающей среды, а значит, и повышения КПД теплового цикла АЭС.

Следует отметить, что стратегические задачи атомной энергетике, мало изменившиеся со времени ее создания в середине прошлого века, – это

- обеспечение приемлемой безопасности АЭС (ядерной, радиационной, экологической);
- повышение эффективности ядерных технологий:
  - повышение КИУМ АЭС;
  - снижение капитальных затрат на строительство энергоблоков;
  - улучшение топливоиспользования с переходом на замкнутый топливный цикл;
  - решение проблем радиоактивных отходов.

Можно отметить, что изменились приоритеты в атомной энергетике. Задача обеспечения безопасности АЭС выделена как приоритетная. Ведь именно вопросы безопасности стали одной из основных причин сворачивания атомной энергетике после Чернобыльской аварии. Кроме решения задачи повышения экономических показателей АЭС ставятся задачи перехода на замкнутый топливный цикл и окончательного решения проблемы РАО, причем не только нарабатываемых в процессе производства атомной энергии, но и РАО ядерного наследия.

Можно констатировать, что применение реакторных установок со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя является в настоящее время перспективным направлением повышения технико-экономических характеристик [1]. В них предлагается использовать стержневые твэлы с оболочкой из жаропрочной стали с высоким содержанием никеля или сплавов на основе никеля. Рассматриваются варианты тепловых и быстрых реакторов с температурой теплоносителя на выходе 500–550°C. Максимальная температура оболочек твэлов оценивается на уровне 620–650°C и даже 850°C.

Привлекательные свойства СКД-реактора:

- КПД до 44% (современные АЭС 33–35%);
- снижение капитальных затрат:
  - высокая энтальпия теплоносителя → снижение массовой скорости в зоне, уменьшение размеров труб, оборудования, расходов на перекачку;
  - малая масса теплоносителя в цикле → снижение размеров контайнмента.
  - нет сепараторов, ГЦН, парогенераторов и т.д. → конструкция АС проще и дешевле;
- возможность получения пара технологических параметров.

Разработка реакторов СКД может идти по двум направлениям: корпусные и каналные. Несмотря на существенные отличия в конструктивном оформлении и многовариантный характер возможных технических решений, материаловедческие проблемы являются общими, поскольку определяются, в первую очередь, высокими требованиями к элементам активной зоны со стороны сверхкритических параметров теплоносителя.

Очевидно, что имеется возможность использования для обоснования проектов СКД-реакторов имеющегося опыта эксплуатации водоохлаждаемых реакторов с графитовым замедлителем первой очереди Белоярской АЭС: как штатных пароперегревательных каналов реакторов блоков №1 и 2, так и экспериментальных пароперегревательных каналов ППК-Ц, испытанных на блоках первой очереди в 70-х, 80-х гг. прошлого века.

### ОПЫТ БЕЛОЯРСКОЙ АЭС В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОГО ПЕРЕГРЕВА ПАРА

Водографитовые реакторы АМБ Белоярской АЭС (реакторы №1 и 2 первой очереди станции) были разработаны в НИКИЭТ как логическое продолжение идеи внедрения двухцелевых ПУГР в гражданскую сферу. При этом с учетом опыта Первой в мире АЭС на трубчатом твэле оказалось проще продемонстрировать ядерный перегрев пара (резкое повышение КПД), что и было сделано на реакторах АМБ Белоярской АЭС. Опыт АМБ позволил НИКИЭТ уже в конце 60-х годов рассматривать смелую в то время концепцию реактора на сверхкритических параметрах воды.

Начиная с разработки реактора АМ, НИКИЭТ (первый директор – академик Н.А. Доллежал) последовательно продвигался в сторону повышения параметров теплового цикла АЭС[2]:

- 1948 г. – начало разработки реактора АМ ( $P=9,8$  МПа,  $T=290^{\circ}\text{C}$ ); пуск реактора в 1954 г;
- 1958 г. – доклад на Женевской конференции о разработке АМБ ( $P=12$  МПа,  $T= 550^{\circ}\text{C}$ ); пуск блока № 1 в 1964 г., блока № 2 – в 1967 г.;
- 1965 г. – эскизный проект АМБ III ( $P=24$  МПа,  $T= 540^{\circ}\text{C}$ ).

Можно заметить, что уже в 1965 г. концептуально прорабатывается атомный реактор каналного типа с СКД, т.е. на 35 лет ранее, чем подобные концепции более или менее обоснованно начали обсуждаться в мире для реакторов корпусных конструкций и со стержневыми твэлами. Что же позволило Н.А. Доллежалю всерьез думать об СКД?

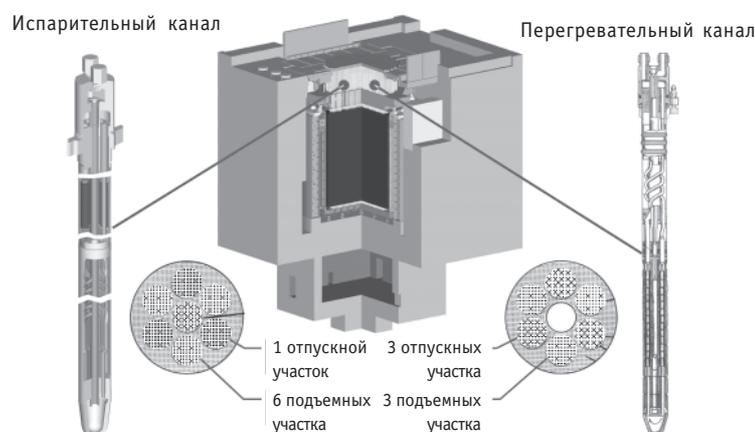


Рис. 1. Рабочие каналы БАЭС

Основное – конечно же, трубчатый твэл (рис. 1). Ведь эксплуатация реактора АМ показала, что из ядерного топлива в теплоноситель не могут выходить продукты деления даже при условии несовершенства конструкции каналов. «Мокрые» аварии приводят лишь к загрязнению хорошо защищенной графитовой кладки реактора.

Уже в проекте второго блока с реактором АМБ было принято решение об отказе от второго контура как избыточного, с точки зрения обеспечения радиационной безопасности при обслуживании турбин (рис. 2).

На реакторах АМБ впервые в мире продемонстрирован ядерный перегрев пара и показано, что атомная энергетика способна достичь параметров, близких к тепловой энергетике.

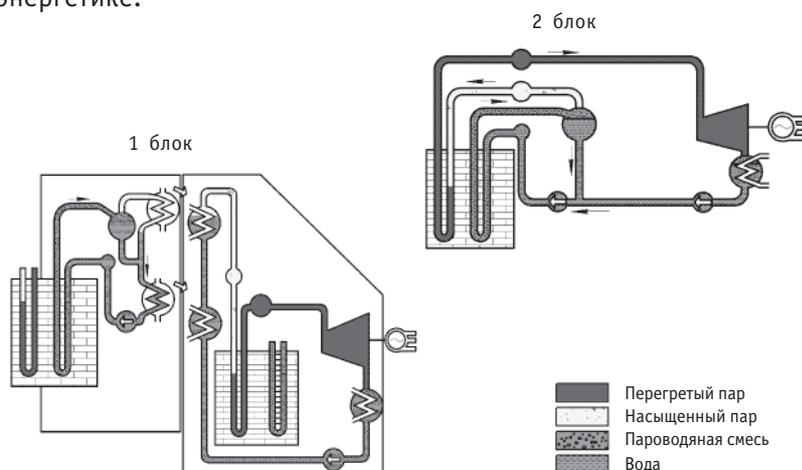


Рис. 2. Принципиальная тепловая схема первого и второго блоков БАЭС

### ПРОЕКТНЫЕ ПРОРАБОТКИ ПО РЕАКТОРАМ С ПОВЫШЕННЫМИ ПАРАМЕТРАМИ НА ТУРБИНЕ

Проект реактора РБМ-КП [3], безусловно, – еще одно бесспорное доказательство стремления Н.А. Доллежала к ядерному перегреву (параметры пара на турбине – 450°C и 65 атм.). На реакторах АМБ в петлевых каналах

ППК-Ц было убедительно продемонстрировано получение перегретого пара на стержневых твэлах, которые были созданы специально под реактор РБМ-КП.

Уже в эскизном проекте АМБ III показана схемная возможность реализации обычного, принятого в тепловой энергетике, цикла СКД с применением серийных турбин СКД (рис. 3).

Тяжеловодный каналный реактор с трубчатыми твэлами также имеет право на существование из-за неплохого баланса нейтронов, а его концептуальное проектирование, выполненное в НИКИЭТ в 2004 г. (проект КР-СКД[4]), показало высокую готовность реализации данной концепции с тяжеловодным замедлителем.

В 2006 г. в НИКИЭТ было выполнено техническое предложение по водографитовому каналному энергетическому реактору со сверхкритическими параметрами (ВГЭРС), с графитовым замедлителем и стержневыми твэлами (проект ВГЭРС [5]), которое подтвердило реализуемость и этой концепции. Следует отметить, что в этих реакторах сложнее реализовать одно из преимуществ каналных реакторов – перегрузку на ходу, однако пути решения технических проблем перегрузки на высоких параметрах достаточно понятны.

Беглое рассмотрение проектов каналных реакторов с перегревом пара и концепций каналных реакторов СКД, разработанных в НИКИЭТ, показывает, что тех-

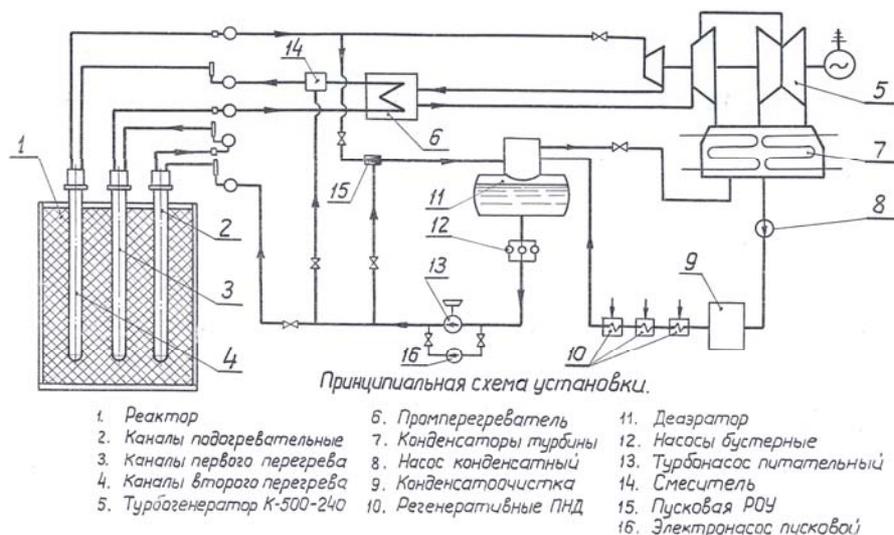


Рис. 3. Принципиальная схема реакторной установки АМБ III

нологически каналные реакторы сегодня готовы достичь параметров СКД, причем более уверенно, чем это было во времена Н.А. Доллежала.

### КОМПЛЕКС НИОКР В ОБОСНОВАНИЕ ПЕРЕГРЕВАТЕЛЬНОЙ КАССЕТЫ РБМКП СО СТЕРЖНЕВЫМИ ТВЭЛАМИ

1. Основные параметры твэлов проектируемых СКД-реакторов в сопоставлении с параметрами твэлов штатных перегревателей каналов 1 и 2 блоков БАЭС, перегревателей каналов РБМКП и экспериментальных пароперегревателей каналов ППК-Ц приведены в табл. 1.

Из таблицы видно, что основные условия работы твэлов перегревателей каналов достаточно близки к параметрам твэлов СКД-реакторов – по крайней мере, планируемая максимальная температура на оболочках составляла 630°C.

В НИКИЭТ в обоснование проекта перегревательной кассеты РБМКП со стержневыми твэлами в конце 70-х, начале 80-х годов прошлого века был осуществлен следующий комплекс дореакторных испытаний:

- экспериментальные исследования теплообмена на моделях перегревательной ТВС на электрообогреваемом стенде ЭНИЦ, г. Электрогорск;
- вибрационные испытания моделей кожуховых ТВС на вибростенде ЭМЗ, г. Электросталь;
- перегрузочные испытания полномасштабных макетов кожуховых кассет на стенде ТГМС ЦКБМ, г. С.-Петербург;
- исследования пульсаций давления потока перегретого пара и воды, и вибраций элементов кассеты на полномасштабном экспериментальном канале стенда 17 ПП, г. Электрогорск. Также на этом стенде в потоке перегретого пара были проведены ресурсные испытания кожуховой перегревательной кассеты на базе 3000 ч.

Полученный опыт чрезвычайно ценен для разработки проектов прямоточных СКД-реакторов с однофазным (фактически паровым) теплоносителем.

2. Отмеченный комплекс дореакторных испытаний был дополнен реакторными испытаниями. В 1976–1977 гг. в штатном пароперегревательном контуре блока №1 БАЭС было испытано два канала ППК-Ц с двумя ТВС со стержневыми твэлами с оболочками из коррозионно-стойкой стали ЭИ-847 и сплава ЭП-753, а в 1984–1987 гг. в

Таблица 1

**Параметры ППК-Ц, перегревателей каналов и СКД-реакторов**

Характеристики	Перегревательные каналы			ППК-Ц		ВГЭС-850 2006	КР-СКД 2004	СКВ CANDU 2005
	АМБ-1 1964-1981	АМБ-2 1967-1989	РБМКП 1970-1986	1 блок 1977	2 блок 1987			
1. Высота и диаметр а.з., м	6 × 7,2	6 × 7,2	7 × 7,05 + 12,69	6 × 7,2		7 × 7,2	5 × 6,36	h × 4
2. Мощность канала максимальная, кВт	368	767	2350	350	660	3240	5000	8467 × Kr
3. Расход пара через канал $M_{max}$ , кг/ч	1900	3600	11000	1780	3440	5000	8200	15840 × Kr
4. Давление, Мпа – на входе в канал; – на выходе из канала	11,0 10,0	13,2 11,0	7,9 7,3	9,1 8,75	10,0 8,0	25,6 24,8	28,9 26,2	~25,0
5. Температура, °С – на входе в канал; – на выходе из канала	316 510	328 508(540)	293 455 <sup>±20</sup>	316 510	310 510	250 550	276 575	350 625
6. Максимальная тепловая нагрузка, Вт/м <sup>2</sup>	0,4 × 10 <sup>6</sup>	0,7 × 10 <sup>6</sup>	0,8 × 10 <sup>6</sup>	0,45 × 10 <sup>6</sup>	0,8 × 10 <sup>6</sup>	1,2 × 10 <sup>6</sup>	1,9 × 10 <sup>6</sup>	28 × 10 <sup>6*</sup>
7. Максимальная скорость пара в ТВС, м/с	57	112	60	35	54	~15	47,6	
8. Максимальная температура оболочки, °С	530	531(630)	630	625(740)	670-700	680	629/787	< 850
9. Среднее выгорание топлива, МВт-сут/кг	22,2	22,2	27,3	7-7,4 (разгерм.)	3,4-17 (герм.)	61,5	65,4	
10. Длина канала, мм	~ 13000	12810	16000	13495	13489	16500	11000	
11. Длина кассеты, мм	6340	6340	8000	6650	6650	8000	10000	
12. Диаметр и толщина оболочки твэла, мм	12 × 0,6- 20 × 0,3	16 × 0,7- 23 × 0,3	10 × 0,4	10 × 0,3	10 × 0,4	10,5 × 0,6	12 × 0,6- 20 × 0,3	11,5 и 13,5
13. Количество твэлов в ТВС, шт.	6	5	18	6	6	18	18	43
14. Материал оболочки твэла	ЗИ-847		ЗИ-847 /ЭП-753	ЗИ-847 и ЭП-753		ЗИ-847 /ЭП-753	ЭИ-847 /ЭП-753	Ni alloy
15. Материал топливной композиции	UO <sub>2</sub> + Си, Mg <sub>карбид</sub>		UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>		UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> + ЦЖБ	UO <sub>2</sub> /Th
16. Тип твэла	Трубчатый		Стержневой	Стержневой		Стержневой	Трубчатый	Стержневой
17. Замедлитель	С		С	С		С	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O

Примечание. \* Оценка при  $H_{аз} = 5$  м,  $Kr = 1,5$ ,  $K_{ТВС} = 1,1$

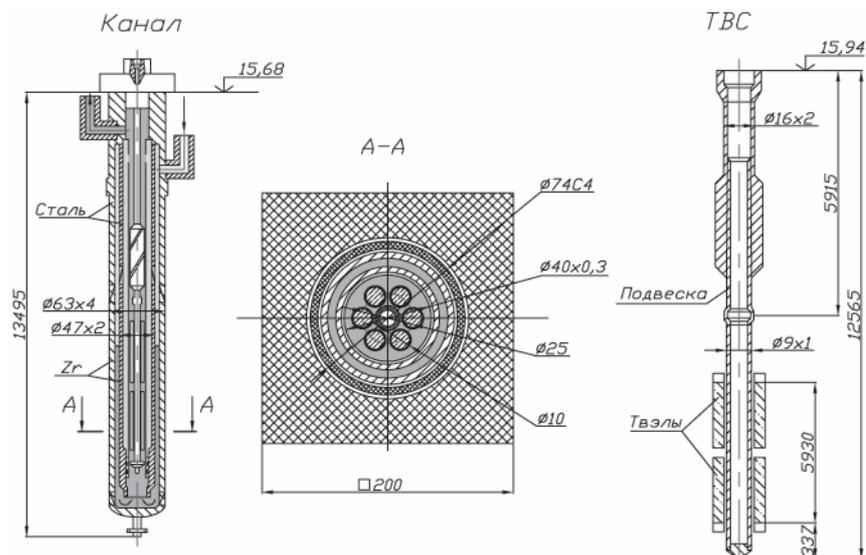


Рис. 4. Схема канала, ТВС и ячейки ППК-Ц

петлевой установке ППК-Ц блока № 2 БАЭС было испытано два канала с четырьмя ТВС и двумя типами разделительных кожухов труб из коррозионной стали и циркониевых сплавов. Температурный режим оболочек (табл.1) фактически соответствует требуемому для СКД-реакторов.

Схема ТВС, канала и ячейки ППК-Ц, приведенная на рис. 4, основана на схеме Фильда и фактически соответствует топливному каналу ВГЭС.

По оснащению контролем испытания экспериментальных каналов в блоке №2 БАЭС фактически соответствовали требованиям, выставляемым к петлевым испытаниям: кроме обычного контроля (общелочных параметров, химического состава воды и пара,...) осуществлялся детализированный контроль распределения энерговыделения по высоте, а также специализированный контроль теплотехнических параметров испытываемых ТВС (см. рис. 5).

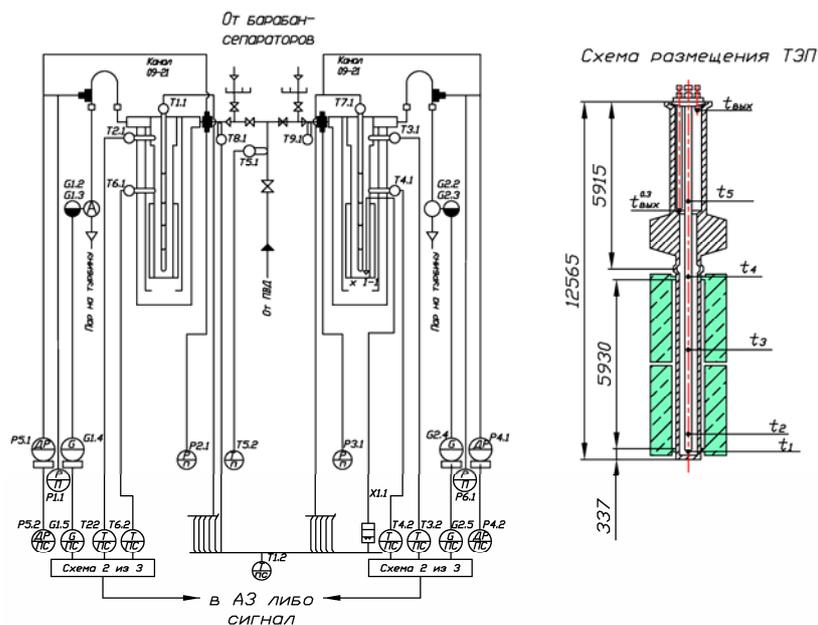


Рис. 5. Схема ППК-Ц на блоке №2 БАЭС

Испытания 1976–1977 гг. были прекращены по причине разгерметизации твэлов при максимальных выгораниях двух испытанных ТВС примерно 7–7,4 МВт·сут/кг. Испытания 1984–1987 гг. были прекращены (при наборе выгорания в четырех испытанных герметичных ТВС соответственно 3,4; 5,7; 9,1 и 17 МВт·сут/кг) по причине повреждения кожуховых и канальных труб. Дальнейшие планируемые испытания в петлевой установке ППК-Ц, а также детальная обработка полученных в ней экспериментальных результатов осуществлены не были по причине упавшего интереса к проекту РБМКП после чернобыльских событий 1986 г.

3. По нашему мнению, имеющийся задел по реакторным испытаниям каналов ППК-Ц в перегретом паре БАЭС отвечает основным требованиям к твэлам СКД-реакторов (испытаны твэлы с оболочками из стали ЭИ-847 и железо-никелевого сплава ЭП-753).

На современном этапе в России в НИКИЭТ может быть разработана база данных по внутриреакторным испытаниям материалов активной зоны в перегретом паре при температурах до 700°C и выгораниях топлива до 20 МВт·сут/кг урана применительно к условиям активных зон СКД-реакторов.

Для создания такой базы данных целесообразно

- провести детальный теплогидравлический и нейтронно-физический анализ результатов испытаний каналов ППК-Ц, проведенных в штатных пароперегревательных контурах блоков №1 и 2 БАЭС в 1976–1987 гг.;

- дополнительно обработать, проанализировать и представить результаты послереакторных исследований стержневых тепловыделяющих элементов с оболочками из стали ЭИ-847 и сплава ЭП-753, испытанных в штатном пароперегревательном контуре блока №1 БАЭС в 1976–1977 гг.;

- организовать и провести послереакторные исследования четырех герметичных ТВС с двумя оболочечными материалами, испытанных в 1984–1987 гг. в петлевой установке ППК-Ц на блоке №2 с выгоранием топлива в диапазоне 3,4–17 МВт·сут/кг урана.

Новизна создаваемой базы данных по внутриреакторным испытаниям материалов активной зоны состоит в том, что в ней будут представлены результаты внутриреакторных испытаний и послереакторных исследований двух оболочечных материалов твэлов, а также других важных элементов активной зоны (кожуховых труб из коррозионно-стойкой стали и высокотемпературных циркониевых сплавов, центральной трубы ТВС из коррозионно-стойкой стали) с приведением прямых данных об их эксплуатационных характеристиках в условиях воздействия температуры, ионизирующих излучений, коррозии и потока теплоносителя в зависимости от набранного выгорания, в том числе после длительного 20-летнего хранения.

Участники международного семинара в Москве (22–23 октября 2008 г.), учитывая важность представленной работы [6] для обоснования разрабатываемых проектов реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя (СКП) как корпусного, так и канального исполнений, как отмечено в решении, «считают важным проведение материаловедческих послереакторных исследований ТВС и пароперегревательных каналов ППК-Ц, хранящихся до настоящего времени в бассейне выдержки Белоярской АЭС».

## **ВЫВОДЫ**

1. Основной материаловедческой проблемой СКД-реакторов является выбор и обоснование ресурса конструкционных материалов основных узлов а.з., в первую очередь, твэлов и ТВС.

2. Накопленный опыт проектирования и эксплуатации канальных реакторов АМБ, РБМК-1000, РБМК-1500, проектирования и НИОКР, выполненных в обоснование проекта РБМКП, является надежной базой для решения этих проблем:

- успешная длительная эксплуатация штатных перегревательных каналов АМБ предоставляет обширный экспериментальный материал по работоспособности трубчатых твэлов;

- проведенные реакторные испытания экспериментальных каналов ППК-Ц в перегретом паре на БАЭС подтверждают возможность создания работоспособного стержневого твэла (успешно испытаны до выгораний 17 МВт-сут/кг твэлы с оболочками из стали ЭИ-847 и железо-никелевого сплава ЭП-753);

- комплекс дореакторных и реакторных испытаний, выполненных в обоснование проекта перегревательной кассеты РБМКП, подтверждает возможность создания надежной работоспособной кассеты со стержневыми твэлами для условий СКД-реакторов.

3. Имеющийся опыт Белоярской АЭС в области ядерного перегрева пара (штатные перегревательные каналы с трубчатыми твэлами и экспериментальные перегревательные каналы ППК-Ц со стержневыми твэлами) целесообразно отразить в виде базы данных по внутриреакторным испытаниям материалов активной зоны в перегретом паре при температурах оболочек до 700°С применительно к условиям СКД-реакторов.

### **Литература**

1. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. Issued by the US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, December 2002.

2. Доллежалъ Н.А., Алещенков П.Н., Буланков Ю.В., Князева Р.Д. Конструкция уран-графитовых канальных реакторов с трубчатыми твэлами и ядерным перегревом пара // Атомная энергия. – 1971. – Т. 30. – Вып. 2. – С.149-155.

3. Габараев Б.А., Гроздов И.И., Михайлов М.Н. и др. Развитие канального направления в отечественном реакторостроении / Тезисы докладов. Канальные реакторы: проблемы и решения. – М.: ГУП НИКИЭТ, 2004. – С. 8-9.

4. ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала. Концепция АЭС с канальным ядерным реактором со сверхкритическими параметрами пара. – М., 2004.

5. ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала. Техническое предложение по разработке водографитового канального энергетического реактора со сверхкритическими параметрами пара ВГЭРС. – М., 2006.

6. Ярмоленко О.А., Родченков Б.С. Конструкционные материалы для уран-графитовых реакторов сверхкритических параметров / Тезисы докладов Международного семинара «Вода и пар сверхкритических параметров в атомной энергетике: проблемы и решения» (ФГУП НИКИЭТ, 22-23 сентября 2008 г.). – М., 2008.

Поступила в редакцию 27.05.2009

## ДИАГНОСТИКА И АНАЛИЗ ВИБРАЦИОННОГО СОСТОЯНИЯ ГЦН ЭНЕРГОБЛОКА БН-600

**Е.Ю. Баданин, В.А. Дрозденко**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье приведены отдельные примеры оперативного анализа и диагностики вибрационного состояния крупных агрегатов ГЦН энергоблока БН-600. Рассмотрены взаимосвязь и влияние технологических параметров на вибрационную надежность функционирования агрегатов.

**Ключевые слова:** вибрация, главный циркуляционный насос, диагностика, диаграмма, спектр.

**Key words:** vibration, primary/secondary sodium pump, failure diagnosis, spectrogram, spectrum.

Функционирование крупных агрегатов, обеспечивающих устойчивую и надежную работу энергоблока, таких как главные циркуляционные насосы (ГЦН), во многом зависит от исходного и текущего вибрационного состояния. Хорошо отбалансированные и подготовленные агрегаты способны обеспечивать продолжительные включения и несение стабильных нагрузок. Мониторинг и анализ эпизодических незначительных отклонений вибрации позволяет прогнозировать устойчивые и предсказуемые тенденции работы агрегатов.

ГЦН энергоблока БН-600 обеспечивают циркуляцию жидкометаллического натрия по соответствующим теплоотводящим трактам. Каждый из 6 агрегатов ГЦН первого и второго контуров оснащен стационарной системой контроля вибрации на базе аппаратуры «Каскад». Периодические виброисследования и диагностика текущего состояния ГЦН производятся с помощью мобильной системы диагностики [1, 2], в состав которой входит сертифицированная аппаратура фирмы «Брюль и Кьер» и НПО «РОС».

Виброконтроль и периодические виброисследования ГЦН позволяют отслеживать незначительные изменения вибрации. Так, например, на одном из агрегатов первого контура было выявлено изменение величин вибрации. Детальный анализ и обследование текущих параметров и вибрационных характеристик позволил выявить первоисточники и причины такого изменения.

На рис. 1 приведены показательные диаграммы протекания вибрации и сопутствующие технологические параметры в течение нескольких суток. За этот период произошла стабилизация параметров вибрации на новых величинах. Проведенный анализ влияния технологических параметров и уровней виброскорости позволил определить показатели корреляции модуля виброскорости  $M_{СКЗ}$  и температуры металла подшипников  $T_{П01, 2, 3}$  ГЦН.

© **Е.Ю. Баданин, В.А. Дрозденко, 2009**

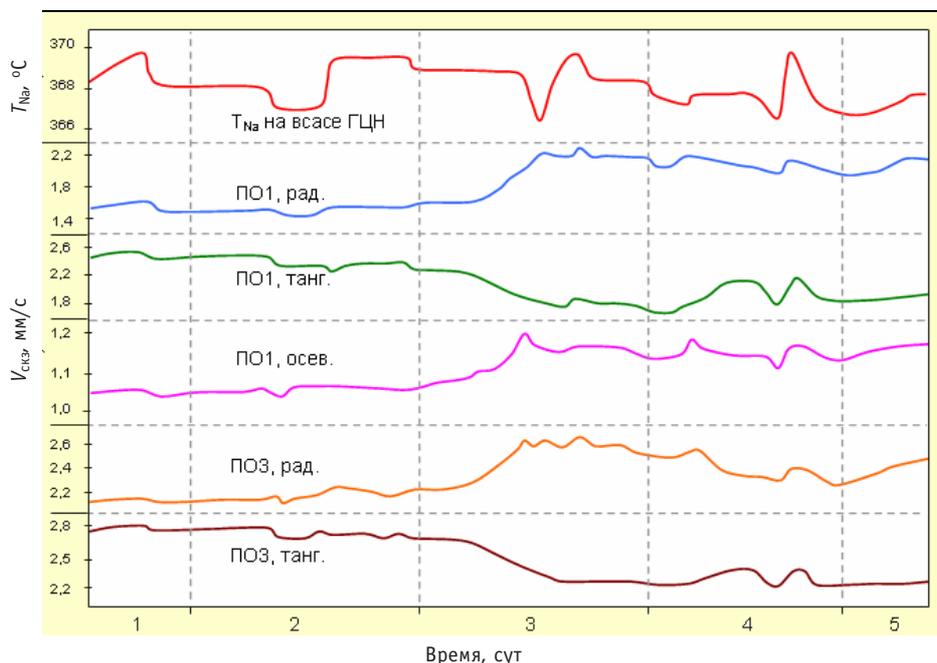


Рис. 1. Временные диаграммы изменения вектора вибрации на агрегате

Было выявлено, что на агрегате ГЦН первого контура произошел разворот вектора вибрации в сторону радиального компонента. При этом модуль вибрации на подшипниковых опорах ГЦН практически не изменился. Результаты предыдущего и нового вибросостояния – перехода за промежуток времени около пяти суток приведены в табл. 1. Этот разворот произошел в связи с флуктуациями температуры натрия на всасе ГЦН  $\Delta T_{Na} \sim 3-4^\circ\text{C}$  в допустимых регламентом пределах.

В данном случае исследуемый агрегат имел положительный показатель корреляции. Причины, побудившие такой процесс изменения вектора вибрации на агрегате, связаны с приработкой изнашивающихся элементов трения, незначительными усталостными послаблениями отдельных элементов конструкции и перераспределением (изменением) связей жесткости.

Анализ временных диаграмм вибросигналов ГЦН второго контура показал, что на агрегате наблюдаются колебания тангенциального компонента вибрации корпуса электродвигателя. На рис. 2 представлены временная диаграмма и спектр такого колебания вибросигналов. Детальный анализ спектрограмм вибросигналов выявил, что в районе действия амплитуды первой оборотной частоты враще-

Таблица 1

**Значения виброскорости технологических параметров ГЦН до и после изменения вектора вибрации**

№	Величины виброскорости $V_{свз}$ , мм/с							Величины технологических параметров				
	Подшип. опора ПО1				Подшип. опора ПО3			$n$ , об/мин	$T_{ПО1}$ , °C	$T_{ПО3}$ , °C	$T_{Na}$ , °C	$T_{возд.}$ , °C
	рад.	танг.	осев.	Модуль	рад.	танг.	Модуль					
1	1,5	2,4	1,1	3,1	2,1	2,8	3,5	961	46	51	367	28
2	2,1	1,8	1,2	3,0	2,5	2,1	3,3	962	46	51	367	26

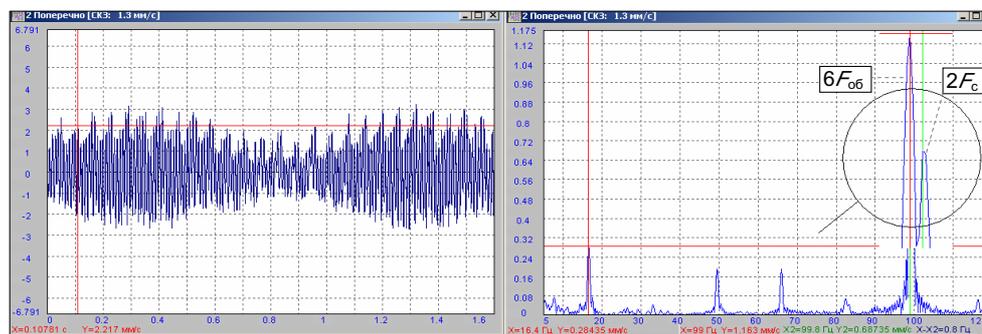


Рис. 2. Диаграмма и спектр биения амплитуд вибрации на агрегате

ния  $1F_{об}$ , тангенциальных колебаний подшипниковых опор электродвигателя присутствуют небольшие по величине боковые амплитуды (лепестки), отстоящие от основной частоты колебаний на  $\pm \Delta f_T \sim 1-1,2$  Гц.

Кроме того, в районе участка 100 Гц частотного диапазона спектра вибросигналов располагаются две близко стоящие амплитуды вибрации: амплитуда лопастной частоты вращения  $6F_{об} \sim 99$  Гц и амплитуда двойной сетевой частоты  $2F_c \sim 100$  Гц. На рис. 2 этот участок выделен в отдельном окне, увеличенном по частоте. Такое близкое расположение амплитуд проявляется в виде биения, обусловленного действием моментов тангенциальных сил, – флуктуации реактивной мощности электропривода и пульсирующего крутильного момента лопастной частоты вращения.

По функциональным показателям характер протекания этих колебаний на агрегате имеет стационарный стабильный ход, обозначен и контролируется. По параметрическим показателям эти колебания незначительные, имеют большой запас до выхода за допустимые пределы, а также не имеют тенденции развития.

В соответствии с регламентом технического обслуживания щеточно-контактных аппаратов (ЩКА) ГЦН производятся замеры вибрации контактных колец электродвигателей. Во время проведения одного из техобслуживаний на одном из агрегатов ГЦН была выявлена повышенная вибрация одного из трех колец ЩКА. Оперативно были проведены регистрация вибрационных характеристик и дополнительные спектральные исследования сигналов вибрации ЩКА. В результате диагностирования были выявлены гармонические колебания контактных колец на основной частоте вращения агрегата. Наибольшая величина этих колебаний регистрировалась на третьем контактном кольце. Признак дефекта этого контактного кольца квалифицировался как несоосность. Один из фрагментов результатов регистрации вибрационных показателей ЩКА с усреднением по трем замерам представлен на рис. 3.

Достоверность и точность прогнозирования состояния агрегата зависят от глубины ретроспективной базы замеров и регулярности их проведения.

Прогнозирование технического состояния агрегатов в процессе исследований и диагностики основывалось на экстраполяции ретроспективных данных о состоянии того или иного агрегата за достаточно длительный интервал.

Следующий фрагмент (отдельные виброхарактеристики) текущего состояния одного из агрегатов ГЦН первого контура представлен на рис. 4. Эти показательные спектрограммы сигналов частично характеризуют вибрационное состояние насосного механизма – выемной части агрегата.

Максимальные величины виброскорости на подшипниковой опоре (ПОЗ) выемной части этого агрегата ГЦН-1 составляли  $V_{скз} \sim 2,9$  мм/с или около 64% от

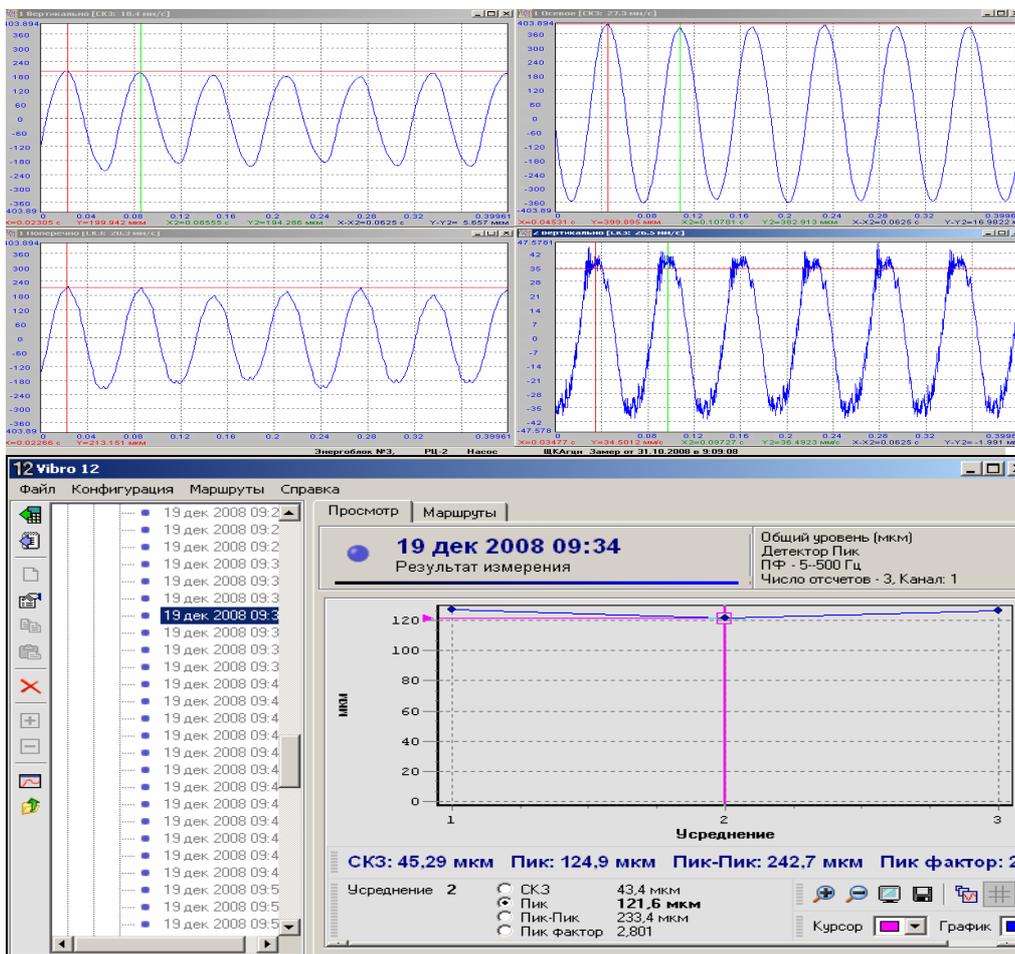


Рис. 3. Фрагменты результатов регистрации вибрации ЩКА ГЦН

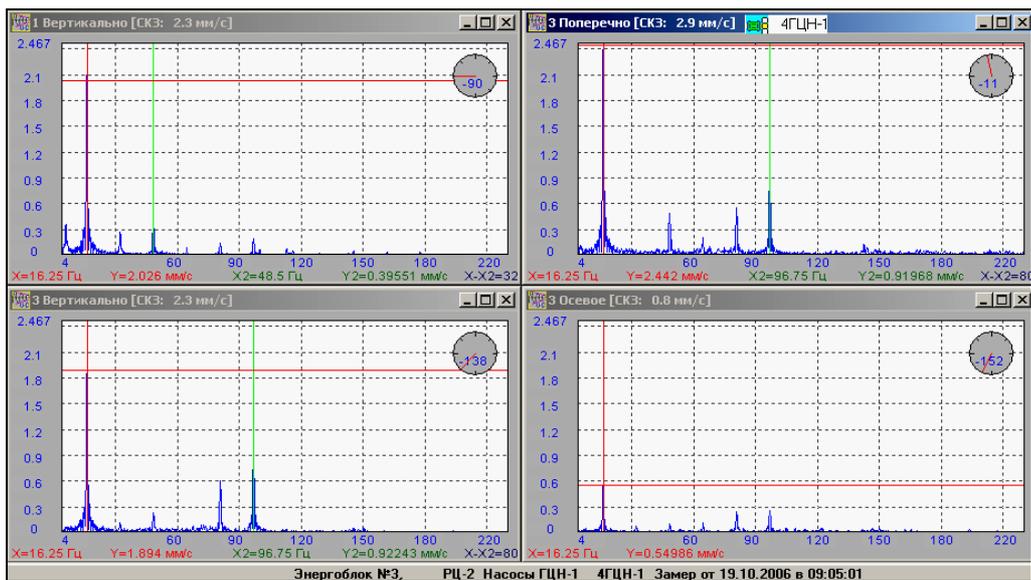


Рис. 4. Показательные спектрограммы сигналов виброскорости ГЦН-1: 1 – П01, радиальный компонент; 2 – П03, радиальный компонент; 3 – П03, тангенциальный компонент; 4 – П03, осевой компонент

допустимого значения виброскорости ( $V_{СКЗ-д} = 4,5$  мм/с) [3–5]. На насосном механизме (выемной части) диагностировались незначительные по величине признаки отклонений от нормалей – характерные признаки небаланса (вклад в  $V_{СКЗ} \sim 0,7$  мм/с) и гидродинамические явления (вклад которых в общее значение  $V_{СКЗ} \sim 1,0$  мм/с).

На втором агрегате эти величины виброскорости составили  $V_{СКЗ} \sim 2,6$  мм/с или около 58% от допустимого значения. При этом на механизме диагностировались также незначительные по величине характерные признаки небаланса (вклад в  $V_{СКЗ} \sim 0,3$  мм/с) и гидродинамические явления (вклад в  $V_{СКЗ} \sim 0,8$  мм/с).

На третьем агрегате величины виброскорости составили  $V_{СКЗ} \sim 2,3$  мм/с или около 51% от допустимого значения. На механизме диагностировались незначительные по величине характерные гидродинамические признаки (вклад которых в общее значение составлял  $V_{СКЗ} \sim 0,7$  мм/с).

Вклад величин механических колебаний от действия лопаточного аппарата выемной части в общие картины спектров не превышал 30–35%.

На основании представленных сведений ретроспективы текущего вибромониторинга и диагностики агрегатов ГЦН первого контура было сделано заключение, что тенденции протекания вибрации на выемной части насосных агрегатов носят плавный характер, имеют предсказуемые диагностируемые признаки и достаточный для нормальной эксплуатации запас.

На основании результатов прогнозирования технического состояния агрегатов ГЦН первого контура за длительный период (5–6 лет) было принято решение о продлении межремонтного периода и переносе последовательных сроков замены выемных частей ГЦН на один год.

Проведение только некоторых из перечисленных мероприятий мониторинга и диагностирования, их освещение и раскрытие обеспечивают высокий уровень устойчивости агрегатов к появлению отклонений и аномалий. Они могут являться хорошей базой для внедрения автоматизированных систем вибродиагностики агрегатов ГЦН, обеспечивающей существенное повышение надежности эксплуатации.

### **Литература**

1. Шейнкман А.Г., Козырев В.Д., Дрозденко В.А., Соркин Д.М. Развитие систем диагностики процессов и оборудования энергоблока с реактором БН-600. – Екатеринбург: УрО РАН, 1994.
2. Дрозденко В.А., Козырев В.Д., Шейнкман А.Г. Разработка и внедрение подсистемы диагностики главных циркуляционных насосов энергоблока БН-600/ Всесоюзное научно-техническое совещание «Техническая диагностика и эксплуатационный контроль на АЭС: состояние и перспективы развития»: Тезисы докладов (Калининская АЭС, 1990). – М.: ВНИИАЭС, 1990.
3. ГОСТ Р ИСО 10816-3-99. «Вибрация. Контроль состояния машин по результатам измерения вибрации на невращающихся частях. Часть 3».
4. Ширман А.Р., Соловьев А.Б. Практическая вибродиагностика и мониторинг состояния механического оборудования. – М., 1996.
5. Вибрации в технике: Справочник. Том 6. Защита от вибрации и ударов/Под ред. К.В. Фролова. – М.: Машиностроение, 1981.

Поступила в редакцию 30.03.2009

## ОПЫТНАЯ ЭКСПЛУАТАЦИЯ КОМПЛЕКСА ПРОГРАММ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БН-600 В ДИНАМИЧЕСКИХ РЕЖИМАХ – JOKER

**Е.В. Балахнин, А.В. Гаврилов, А.И. Карпенко, А.М. Тучков**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье представлены работы Белоярской АЭС по созданию базы данных реального оборудования реактора БН-600 и комплекса программ JOKER, предназначенного для обоснования безопасной эксплуатации реактора в динамических режимах. Приведены пример расчета реальных параметров ГЦН первого контура и фрагмент базы данных по оборудованию.

**Ключевые слова:** база данных, комплекс программ, опытная эксплуатация, оборудование, расчет, твэл.

**Key words:** database, software package, trial operation, equipment, calculation, fuel pin.

### ВВЕДЕНИЕ

Для анализа безопасности АЭС с реактором БН-600, включая режимы работы АЭС от нормальной эксплуатации до гипотетических аварий, разрабатывается комплекс программ JOKER [1]. В этом комплексе моделируются нестационарные процессы реактора БН-600 через использование полномасштабных моделей активной зоны реактора, оборудования и трубопроводов первого, второго и третьего контуров. Модель активной зоны содержит нейтронно-физический модуль, модуль теплогидравлики и модуль термомеханики зоны. Нейтронно-физический модуль основан на использовании пространственно-распределенной кинетики активной зоны. Модуль теплогидравлики реализован как одномерная теплогидравлическая модель с режимами до и после начала кипения теплоносителя. Модуль термомеханики включает в себя анализ поведения топлива и оболочки твэла при выгорании топлива, растрескивании и плавлении оболочки твэла и топлива. Модель комплекса JOKER полностью основана на нейтронно-физической модели комплекса программ ГЕФЕСТ. Исходные данные по загрузке активной зоны полностью считываются из файлов комплекса ГЕФЕСТ, включая и нейтронно-физические константы.

Аналогами комплекса JOKER служат комплексы ГЕФЕСТ (РФ) [2] и SAS-4A (США) [3]. Первый предназначен для обоснования безопасной эксплуатации реальных загрузок топлива в реакторе БН-600, в основном, для расчетов нейтронно-физических параметров активной зоны в стационарном режиме, имеет лицензию надзорного органа РФ, и уже много лет эксплуатируется на Белоярской АЭС. Второй,

созданный в ANL (США), широко известен в мире как комплекс по анализу проектов реакторных установок типа БН.

### БАЗА ДАННЫХ ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОРА БН-600

Комплекс JOKER содержит в своем составе несколько тысяч параметров, на основе которых строится расчетная схема и моделируется оборудование реактора БН-600. На рис. 1 представлены связи модулей комплекса JOKER. В число параметров комплекса входят такие величины как объемы оборудования (общие и отдельных элементов), длины и высотное расположение трубопроводов, площади раздела газ-жидкость и др. Данные по оборудованию могут быть изменены при замене того или иного оборудования.

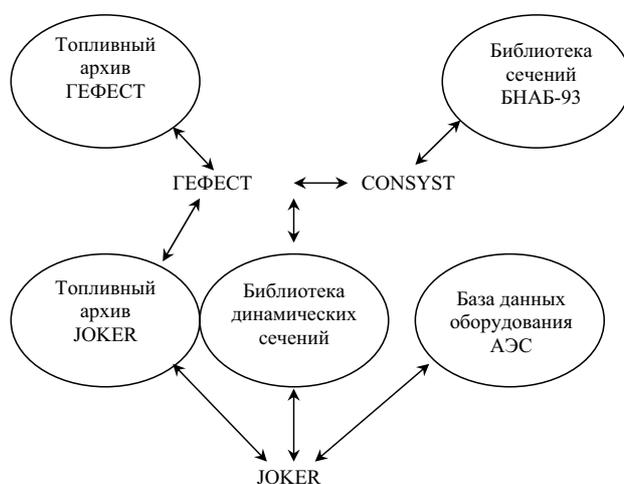


Рис. 1. Связи комплексов JOKER и ГЕФЕСТ: ГЕФЕСТ – штатный комплекс проведения расчетов реактора БН-600; CONSYST – система подготовки констант; JOKER – разрабатываемый комплекс программ обоснования безопасной эксплуатации реактора БН-600 в динамических режимах

В комплексе JOKER оборудование представляется в виде модулей, делящих его на характерные участки, сообщающиеся между собой. Все модули делятся на 3 типа:

- объемы под давлением (обозначаются  $V$ );
- сегменты (обозначаются  $S$ );
- элементы (обозначаются  $E$ ).

Основными параметрами объемов под давлением являются

- полный объем;
- объем газа (если есть);
- площадь поверхности раздела жидкость-газ (если есть).

На рис. 2 представлена модель ГЦН первого контура, реализованная в комплексе JOKER.

Определяющими в модели являются объемы под давлением  $V7$  и  $V8$ , причем вход в ГЦН  $V7$  моделируется как объем под давлением с газовой подушкой. Таким образом, параметрами для внесения в базу данных будут

- объемы  $V7$  и  $V8$ ;
- объем газа в  $V7$ ;
- площадь поверхности раздела газ-жидкость в  $V7$ .

В настоящее время в комплексе JOKER используются данные, полученные разработчиками из справочных данных и описания реактора БН-600. Результаты те-

	Название элемента	Описание
V7	V7	Вход в ГЦН
S13	S13	Сегмент ГЦН
E21	E21	Рабочее колесо ГЦН
E22	E22	Обратный клапан ГЦН
V8	V8	Выход из ГЦН
	-----	Площадь раздела газ-жидкость

Рис. 2. Модель ГЦН первого контура в комплексе JOKER

стовых расчетов нескольких нестационарных процессов, связанных с перемещением стержней СУЗ (отключение петли и самоход стержня СУЗ), и их хорошее совпадение с реально регистрируемыми технологическими параметрами показывают, что данные заведены вполне корректно [1]. Для анализа безопасности энергоблока, включая как режимы нормальной эксплуатации, так и режимы с отклонениями от нормальной эксплуатации, необходимо моделирование реальных параметров действующего оборудования. Для обеспечения правильности расчета теплогидравлики контуров важно знание параметров по относительному высотному расположению трубопроводов 2 и 3 контуров.

Комплекс JOKER принят в опытную эксплуатацию на Белоярской АЭС. С 2006 г. началась работа по наполнению комплекса параметрами оборудования реактора БН-600 и создание базы данных по реальному оборудованию. Такая база данных позволит повысить точность моделирования нестационарных процессов реактора БН-600 и проводить анализ влияния параметров замененного оборудования на общий уровень безопасности энергоблока.

На этапе опытной эксплуатации база данных представляет собой простой текстовый файл со строго определенной структурой.

```

::Название моделируемого оборудования::
Название 1-го элемента оборудования | обозначение в комплексе JOKER
-----
Параметр 1 | название переменной или массива | значение | примечание
Параметр 2 | название переменной или массива | значение | примечание
Название 2-го элемента оборудования
-----
Параметр 1 | название переменной или массива | значение | примечание
Параметр 2 | название переменной или массива | значение | примечание
    
```

### Пример

```

::Напорная камера::
Сегмент «Проход из ГЦН в нижний коллектор» | S14
-----
Массовый расход в сегменте, кг/с | flossl[14] | 1217.5|
Высота входа в сегмент отн. нуля | zinl[14] | 2.8|
Элемент «Трубы от ГЦН к нижнему коллектору» | E23
-----
Поперечное сечение потока, м2 | areael[23] | 0 |
Число изгибов в элементе | bendnm[23] | 0 |
Коэффициент теплопередачи стенки трубы, Вт/(м2*К) | wallh[23] | 1000|
    
```

На рис. 3 представлена упрощенная модель ГЦН 1 контура, на основании которой была составлена расчетная модель в программе MathCAD. Расчеты проведены с учетом средних уровней натрия в баках каждого ГЦН и средней температуры в ГЦН. В табл. 1 представлены средние уровни натрия и температуры в баках ГЦН. Результаты расчета параметров ГЦН приведены в табл. 2.

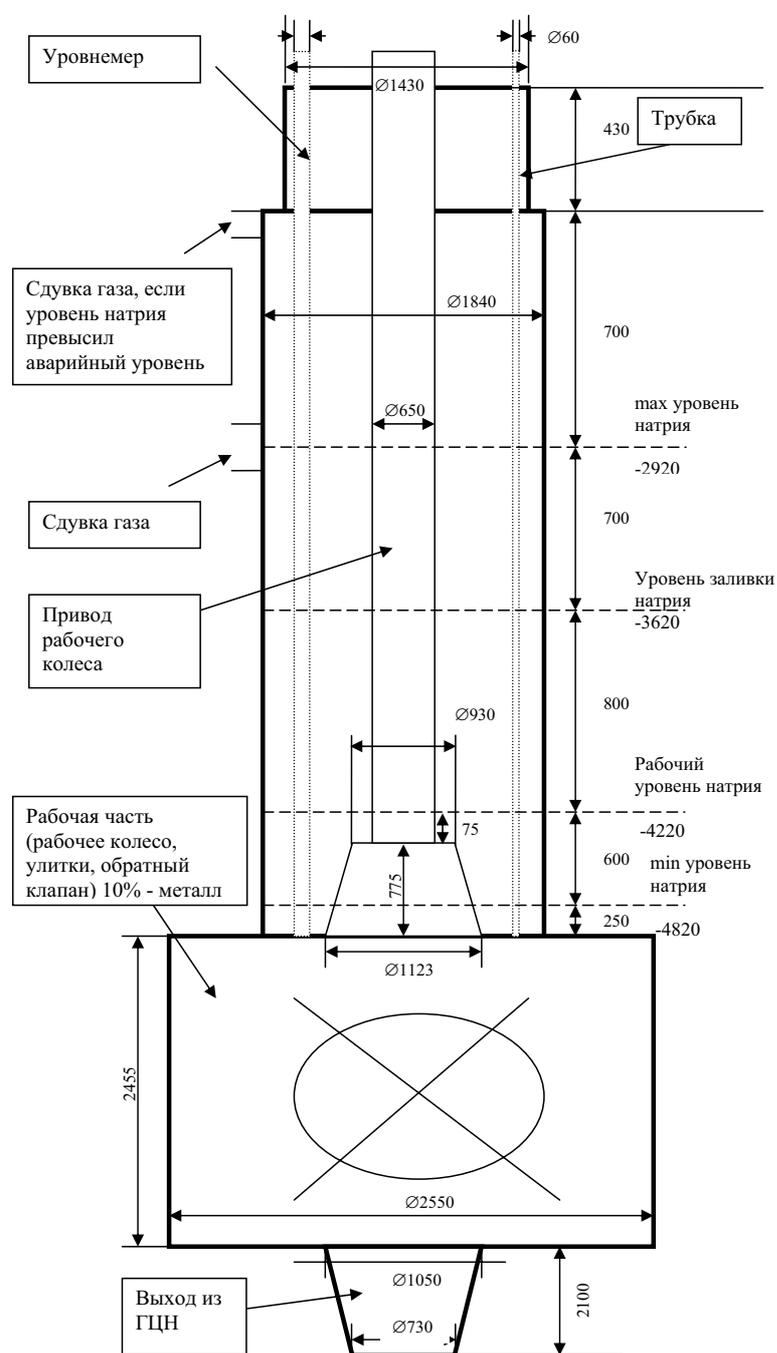


Рис. 3 Упрощенная схема ГЦН 1 контура для расчета объемов

Также были составлены и определены основные параметры для внесения в базу данных для следующего оборудования 1-го контура: промежуточного теплообменника, напорной камеры, верхней смесительной камеры и др.

Таблица 1

**Средние значения уровней Na и температур в баках ГЦН 1 контура**

	Средний уровень натрия в баке (относительно пола центрального зала), м	Средняя температура в баке ГЦН, °С
4ГЦН-1	-3852	370
5ГЦН-1	-4226	374
6ГЦН-1	-4036	371

Таблица 2

**Расчетные параметры ГЦН 1 контура**

	Объем натрия (для V7), м <sup>3</sup>	Объем аргона (для V7), м <sup>3</sup>	Площадь зеркала натрия (для V7), м <sup>2</sup>	Объем натрия (для V8), м <sup>3</sup>
4ГЦН-1	13,14	4,37	2,3	1,35
5ГЦН-1	12,25	5,27	2,3	1,35
6ГЦН-1	12,70	4,82	2,3	1,35

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

1. Комплекс JOKER находится в опытной эксплуатации на Белоярской АЭС.
2. Основными задачами опытной эксплуатации комплекса JOKER на Белоярской АЭС являются
  - проверка работоспособности всех расчетных модулей;
  - проверка параметров реально действующего оборудования;
  - создание базы данных параметров оборудования.
3. Дальнейшее развитие комплекса JOKER связано с его наполнением базой данных о реальном оборудовании энергоблока №3 с реактором БН-600, что позволит на новом уровне выполнить анализ как режимов нормальной эксплуатации, так и аварийных режимов энергоблока, которые приведены в «Техническом обосновании безопасности атомной станции с энергоблоком БН-600».

**Литература**

1. Seleznev E.F., Aizatulin A.I., Belov A.A., Pryanitchnikov A.V., Fedorov I.F., Karpenko A.I., Tuchkov A.M., Balahnin E.V. Analysis of dynamic regimes at nuclear power plants with fast reactors using the JOKER code. PHYSOR-2008/International Conference on the Physics of Reactors «Nuclear Power: A Sustainable Resource» (Interlaken, Switzerland, 2008, September 14-19). – P. 119
2. Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. Аннотация комплекса программ ГЕФЕСТ//ВАНТ. Сер. «Физика ядерных реакторов». – М.: РНЦКИ, 1994. – Вып. 4. – С. 36-43.
3. Cahalan J.E. et al. Advanced LMR Safety Analysis Capabilities in the SASSYS1 and SAS4A Computer Codes/Proceedings of the International Topical Meeting on Advanced Reactors Safety (Pittsburgh, PA, April 17-21). – American Nuclear Society, 1994.

Поступила в редакцию 14.04.2009

## ВИБРОАКУСТИЧЕСКИЙ МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ МЕСТОПОЛОЖЕНИЯ ТЕЧИ БАСЕЙНОВ ВЫДЕРЖКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА АЭС

**А.И. Бельтюков, П.П. Говоров, В.А. Дрозденко**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В работе представлены результаты проведенных исследований по поиску местоположения течи на основании виброакустических сигналов, возникающих при истечении жидкости. Приведены описания вспомогательных устройств и способы установки датчиков.

**Ключевые слова:** бассейн, виброакустический сигнал, волновод, местоположение, течь.

**Key words:** irradiated fuel cooling pond, vibroacoustic signal, waveguide, location, leak.

В процессе длительной эксплуатации под воздействием неблагоприятных условий в бассейнах выдержки (БВ) отработавшего ядерного топлива АЭС, заполненных водой, могут образовываться незапланированные течи теплоносителя.

Виброакустический метод позволяет обнаружить как возникновение течи, так и ее местоположение. Этот метод основан на регистрации и анализе виброакустических сигналов, возникающих за счет вибрации поверхности металлоконструкций в месте истечения жидкости (трещине или неплотности) [1–3].

Первоначально, в процессе поиска места течи воды в БВ регистрация виброакустических сигналов осуществлялась с помощью специального волновода – стальной трубы  $\varnothing 76 \times 2,5$  мм и длиной примерно 21 м. Нижний торец трубы имел конусообразную насадку. На верхнем торце трубы закреплялись датчики. Датчик Д1 был установлен вертикально вдоль оси трубы – волновода на торцевой площадке, при этом регистрировалась продольная виброакустическая волна. Датчик Д2 был сориентирован для регистрации поперечной виброакустической волны и установлен горизонтально.

В качестве акустических датчиков были использованы пьезоакселерометры нормализованной чувствительности, ориентированные к затуханиям поперечных колебаний. Регистрация сигналов производилась синхронно по двум каналам с записью в аналоговом виде на магнитную ленту измерительного магнитофона ИМ 7007. Все задействованное в исследованиях оборудование и программное обеспечение разработано фирмой «Брюль и Кьер» для вибродиагностики оборудования.

---

© *А.И. Бельтюков, П.П. Говоров, В.А. Дрозденко, 2009*

Чтобы локализовать район с дефектом обечайки БВ, поиск начинался с последовательного сканирования всей площади БВ с целью выявления мест с аномальными уровнями и отличиями от фонового сигнала. При этом сигналы регистрировались в заранее намеченных местах для получения виброакустических характеристик и накопления базы данных. Определялось влияние промышленного шума от работающего оборудования при выполнении различных технологических операций (подпитки, дренирования БВ и др.) и подбирались фильтры для отстройки информативной части спектра сигнала, содержащей признаки течи.

Сначала было проведено обследование самой глубокой части бассейна – переходного каньона для транспортировки изделий. Волновод последовательно перемещался по каньону из помещения контейнерной в сторону бассейна. Регистрация виброакустических сигналов производилась записью на магнитофон по семи позициям каньона (рис. 1). Дальнейшая обработка сигналов проводилась в лабораторных условиях с помощью двухканального анализатора 2034 фирмы «Брюль и Кьер».

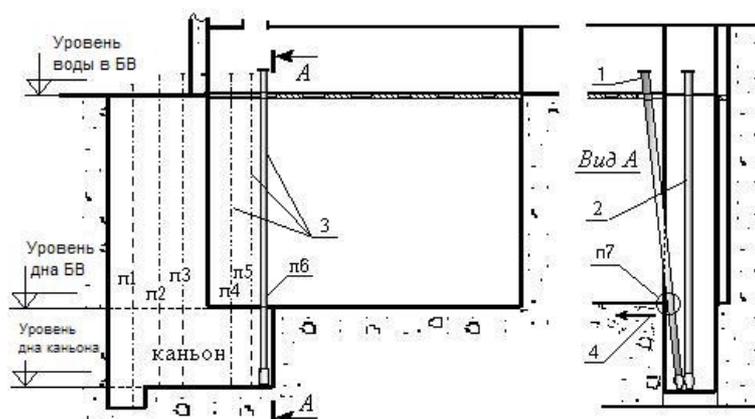


Рис. 1. Схема расположения волновода в каньоне бассейна: 1, 2, 3 – места установки волновода (п1–п7); 4 – предполагаемое направление протечки

Проведенная обработка и анализ виброакустических шумов по семи позициям каньона бассейна показали отсутствие течи в обследованном месте каньона.

По мере продвижения в сторону бассейна стали проявляться следы посторонних шумов (рис. 2). Эти шумы – виброакустические сигналы протечки – достигли максимальных значений в акустическом коридоре между волноводом и источником протечки. Волновод при этом располагался по створу транспортной щели бассейна – позиции 6 и 7. Спектрограммы вибросигналов на 5-й, 6-й и 7-й позициях каньона приведены на рис. 2.

На спектрограмме виброакустических шумов (рис. 2, б)) наблюдаются характерные признаки течи, т.е. просматриваются аномалии – возмущения сигналов в районе 4, 5,5, 6,0 и 6,7 кГц.

В дальнейшем волновод был установлен наклонно (позиция 7), у стенки каньона, а его корпус, на высоте около 6,4 м от низа, опирался на кромку дна бассейна у переходной щели.

Общий уровень виброакустического сигнала, зарегистрированный в этом месте (рис. 2, в), на 30–40% выше, чем на позиции 6 (рис. 2, б)), за счет более короткого пути прохождения сигналов, т.е. за счет снижения волнового сопротивления. Таким образом, было выявлено направление увеличения мощности сигналов аномалии – направление к местоположению течи. В ходе последующих работ с

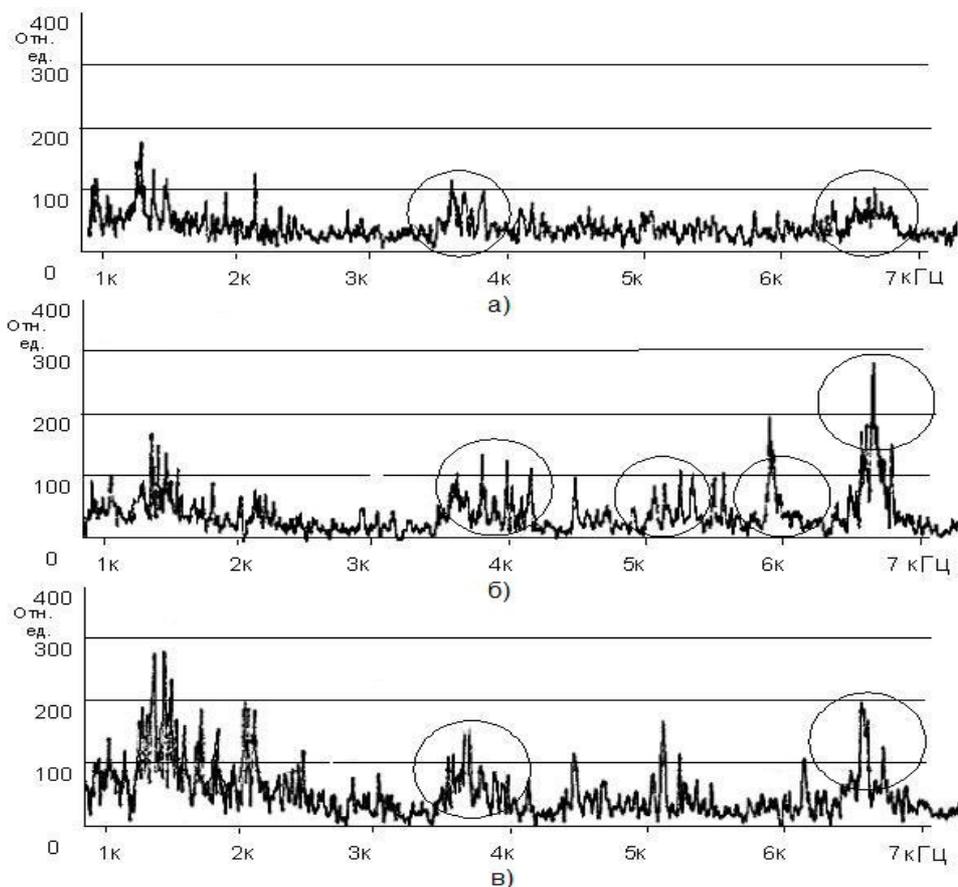


Рис. 2. Спектрограммы виброакустических шумов в каньоне: а) позиция 5; б) позиция 6; в) позиция 7

помощью системы видеонаблюдения было уточнено место дефекта обечайки БВ, которое находилось на расстоянии около 8 метров от волновода.

Поиск течи БВ с помощью волновода показал наличие у этого метода как положительных, так и отрицательных сторон. К первым можно отнести отсутствие радиоактивного загрязнения датчиков и высокую чувствительность, а к главным недостаткам – неудобство, трудоемкость выполнения работ (с использованием крана для перемещения волновода) и необходимость применения волноводов разной длины для различных глубин БВ.

Поэтому в дальнейшем для поиска местоположения течей в БВ была применена схема регистрации и оперативного представления виброакустического сигнала с использованием акустического датчика, погружаемого в воду. Схема модуля аппаратуры регистрации и представления акустических сигналов изображена на рис. 3.

Сигнал от акустического датчика РДГ-26 через соединительный кабель поступал на нормирующий усилитель 2635 фирмы «Брюль и Кьер» и акустический вход звуковой карты персонального компьютера (ноутбук).

Оперативная обработка виброакустических сигналов производилась с помощью программы Cool Edit 2000 (Syntrillium Software Corp), обладающей удобной формой прорисовки экрана, масштабированием звуковой волны и модулем быстрого фурье-преобразования.

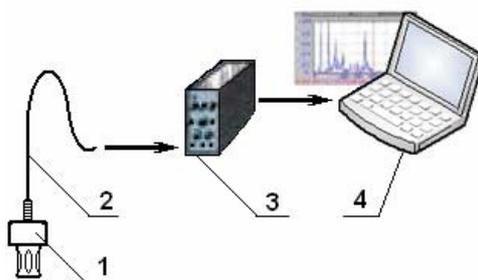


Рис. 3. Схема оперативного модуля регистрации и представления виброакустических сигналов: 1 – акустический датчик-преобразователь РДГ-26; 2 – соединительный кабель; 3 – усилитель 2635 нормирующий; 4 – ПЭВМ ноутбук

Расстояние (шаг) между местами постановки датчика был выбран равным 1,5–2 м как по ширине, так и по длине бассейна. За время около двух часов был произведен контроль шумов по всей площади бассейна.

В процессе сканирования датчик опускался в воду на расстоянии около 5 м от уровня пола бассейна. В двух районах бассейна были зафиксированы аномальные виброакустические сигналы – следы течи. Расстояние, при котором фиксировались увеличения амплитуд спектральных составляющих сигнала в определенных полосах частот, от датчика до места течи равнялось примерно 10–12 м. По мере приближения датчика к месту протечки величина (амплитуда) сигнала возрастала. Расход течи воды, определенный по изменению уровня воды в БВ за определенный промежуток времени, в первом районе составлял около 5,5 г/с, во втором – примерно 1,7 г/с.

В дальнейшем была проведена локализация местоположения течи детальным сканированием каждого района. Показательные спектрограммы сканирования одного из участков течи приведены на рис. 4.

Виброакустические сигналы регистрировались и сохранялись в цифровом виде на электронных носителях отдельными информационными файлами в ПК-ноутбук.

Схема и последовательность сканирования одного из участков бассейна при локализации местоположения течи приведена на рис. 5.

Результаты последующей обработки записанных сигналов представлены на рис. 6.

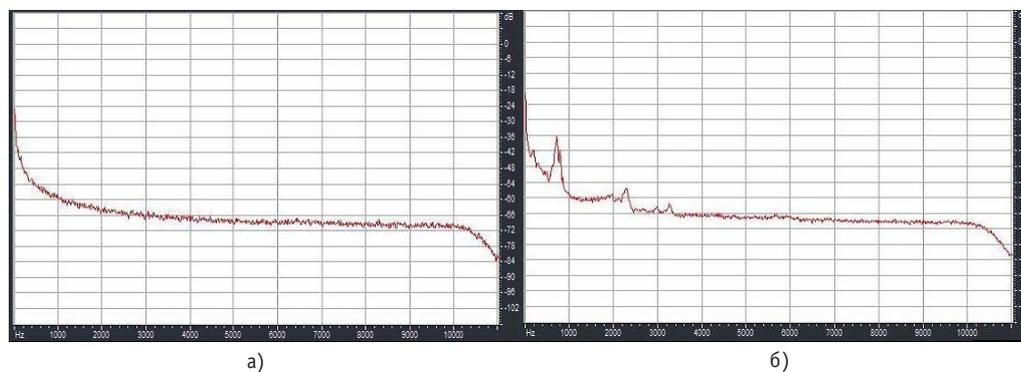


Рис. 4. Показательные спектрограммы сканирования БВ: а) фоновый сигнал без признаков течи; б) сигнал с признаками течи

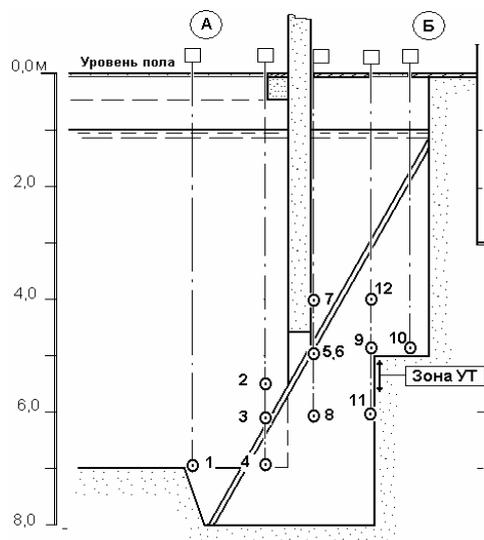


Рис. 5. Схема сканирования одного из районов БВ: А – бассейн; Б – транспортный коридор; 1–12 – места расположения датчика; зона УТ – зона течи воды

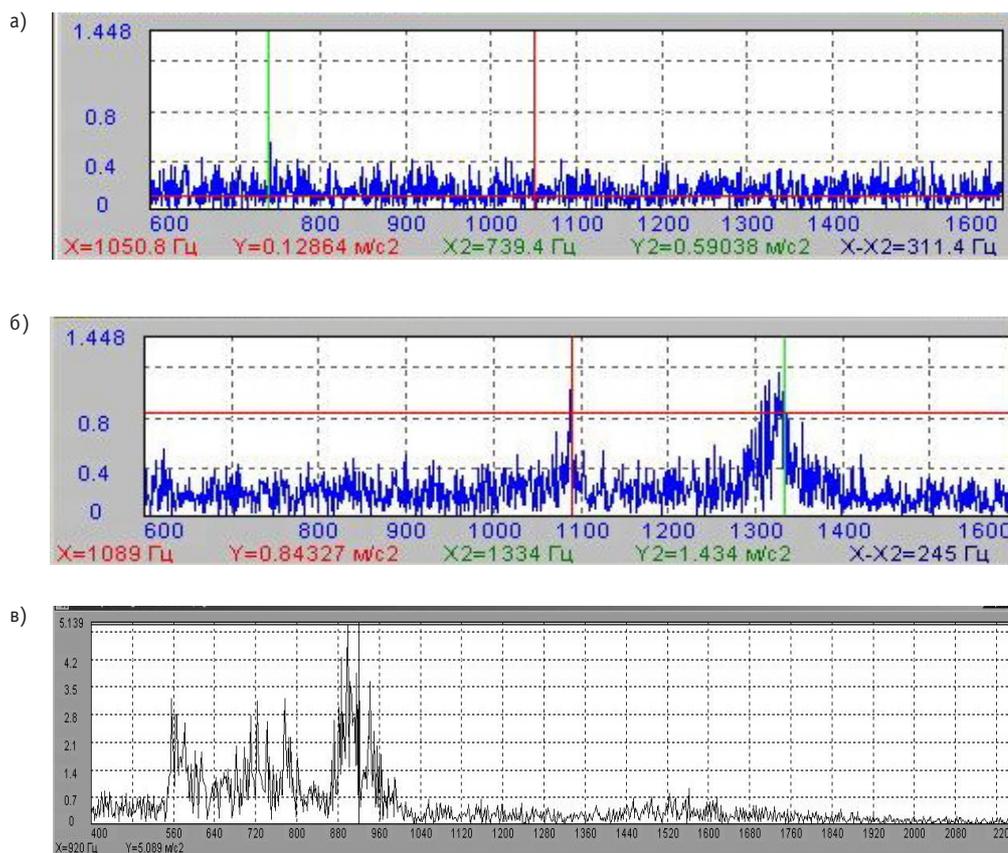


Рис. 6. Спектрограммы акустических сигналов при сканировании БВ: а) – фоновый сигнал без признаков течи; б) – сигнал с признаками течи в первом районе; в) – сигнал с признаками течи во втором районе

В первом районе признаки течи имели характер двух пиков, в основном, на частотах 1089 и 1334 Гц. Во втором – это были многочисленные пики сигнала в области частот 560–960 Гц. Следует отметить, что во втором случае датчик располагался гораздо ближе к месту течи, чем в первом.

Таким образом, проведенные исследования показали возможность обнаружения местоположения течей в БВ с помощью акустических датчиков. Были достигнуты хорошие результаты по локализации места дефекта на площади около 1–2 м<sup>2</sup> (при минимальном расходе течи воды примерно 1,7 г/с).

**Авторы выражают благодарность за рекомендации и помощь в работе С.Г. Вагину, В.А. Зацепину и Д.Е. Пилипенко (ВНИИТФ, г. Снежинск).**

### **Литература**

1. *Баранов В.М.* Акустические измерения в ядерной энергетике. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
2. Вибрация в технике: Справочник. Т. 6. Защита от вибрации и ударов/*Под ред. К.В. Фролова.* – М.: Машиностроение, 1981.
3. *Максимов В.П., Егоров И.В., Карасев В.А.* Измерение, обработка и анализ быстропеременных процессов в машинах. – М.: Машиностроение, 1987. – 208 с.

Поступила в редакцию 30.03.2009

## ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ НА БН-600 МЕТОДОВ БЕЗДЕМОНТАЖНОЙ ПОВЕРКИ И ДИАГНОСТИКИ ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ КАНАЛОВ СИСТЕМЫ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО КОНТРОЛЯ ТЕМПЕРАТУРЫ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**В.П. Забегаев, А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Статья содержит описание методов «текущего среднего» и «парных регрессий», использованных для поверки и диагностики измерительных каналов без демонтажа термопреобразователей для реактора БН600. Приведены результаты поверки измерительных каналов температуры натрия в 2003–2008 гг. Оценен положительный опыт использования методики.

**Ключевые слова:** диагностика, измерительный канал, метод «парных регрессий», метод «текущего среднего», микрокампания, поверка.

**Key words:** failure diagnosis, measurement circuit, method of the «binary regressions», method of the «current average», cycle, calibration.

Специфика измерений температуры в ядерных реакторах обусловлена воздействием на первичные преобразователи широкого спектра ионизирующих излучений, в результате чего возможно существенное изменение метрологических характеристик термопар. К системам контроля параметров ядерных энергетических установок предъявляются высокие требования, и постоянный метрологический контроль средств измерения является первостепенной задачей обеспечения их надежной эксплуатации. Наведенная активность термопреобразователей, установленных на выходе ТВС, делает практически невозможным общепринятый порядок поверки термопар методом сличения с показаниями образцовой термопары в контрольных точках.

Разработка методики поверки и диагностики измерительных каналов без демонтажа ТЭП для реактора БН600 осуществлялась в Физико-энергетическом институте в рамках программы «Совершенствование метрологического обеспечения эксплуатации АЭС».

Методика использует принцип информационной избыточности и основана на некотором наборе методов статистической обработки опытных данных, получае-

мых во время проведения штатных пусков, остановов и работы блока на номинальном уровне мощности.

Методика содержит в себе два способа, объединенных общей задачей [1]: поверка измерительных каналов методом «текущего среднего» и диагностика измерительных каналов методом «парных регрессий».

### **ПОВЕРКА ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ КАНАЛОВ**

Метод «текущего среднего» представляет собой поверку, основанную на использовании в качестве образцового измерительного канала математической модели в виде так называемого «текущего среднего». Для этого используется связка методов статистической обработки опытных данных, которая позволяет получить для некоторых штатных режимов работы реактора математические модели, достаточно устойчивые к внешним возмущениям и временным трендам.

Поверку измерительных каналов методом «текущего среднего» проводят по наборам результатов измерений температуры, записанным перед пуском блока при условиях, удовлетворяющих следующим требованиям:

- мощность реактора не более 0,1% от номинальной;
- в работе три главных циркуляционных насоса I-го контура;
- температура натрия в баке реактора ~220–270°C;
- реактор и оборудование блока находятся в установившемся режиме на протяжении всего периода измерений.

При таких условиях возникает квазиизотермический режим, при котором температура натрия в измеряемых точках и различия в показаниях отдельных измерительных каналов системы внутриреакторного контроля температуры (СВРКТ) теплоносителя практически не изменяются.

Поверку проводят отдельно для двух групп измерительных каналов. Первая группа – это термопары, измеряющие температуру натрия на выходе из ТВС активной зоны реактора. Вторая группа – это термопары, измеряющие температуру натрия в баке реактора, на входе и выходе промежуточного теплообменника (ПТО) и на всасе главного циркуляционного насоса первого контура (ГЦН-1).

По данным регистрации технологических параметров информационно-вычислительной системы формируются файлы исходных данных в виде матрицы наблюдений типа  $m \times n$ , где  $n$  – число столбцов матрицы (число поверяемых измерительных каналов);  $m$  – число строк (рядов наблюдений).

Объем экспериментальных данных выбирается не менее 30 рядов наблюдений.

Исходные данные обрабатываются с использованием программы «POVRKTP.EXE». По запросу программы вводятся необходимые для расчетов коэффициенты статистики и допустимое отклонение от «текущего среднего». В программе проводится контроль на аномальность (выбросы) наблюдений, наличие трендов и равномерность измерений. В случае появления предупреждения о неудачно сформированной выборке исходных данных наблюдения повторяют.

Выходом процедуры поверки являются численные значения отклонений от образцового канала для всех измерительных каналов, включенных в объем контроля, вероятности выхода за допустимые отклонения, а также другие полезные для метрологической аттестации датчиков данные в текстовом (табличном) и графическом видах.

Периодичность поверок – микрокампания (мк), период работы реактора между двумя последовательными остановами для перегрузки и ремонта.

В табл. 1 представлен пример протокола поверки измерительных каналов температуры натрия на выходе ТВС, проведенной перед 55 мк (май 2008 г.).

Таблица 1

**Протокол поверки измерительных каналов температуры натрия на выходе ТВС**

№	Имя датчика	$\bar{X}$	$S$	$t_{k1}'$ (3,044)	$t_{k1}''$ (3,044)	$t_{k2}$ (2,03)	$t_{k3}$ (0,098)	$\overline{dX}$ (6,0)	$S(dX)$	$P$ ( $A_1$ )	$P$ ( $A_2$ )	$P$ ( $A_3$ )	Заключение
1	17-09	219,72	0,06	0,00	0,00	0,00	0,00	-3,54	0,03	0	1	0	Норма
2	14-15	226,36	0,49	2,83	2,83	2,03	0,09	3,11	0,49	0	1	0	Норма
3	18-21	218,32	0,74	1,42	1,42	-2,02	0,26	-4,94	0,74	0	1	0	Норма
4	19-18	223,48	0,06	0,00	0,00	0,00	0,00	0,22	0,03	0	1	0	Норма
5	16-13	218,45	0,65	1,88	1,88	-0,22	0,09	-4,81	0,65	0	1	0	Норма
6	23-18	221,11	0,49	2,83	2,83	-1,27	0,09	-2,15	0,49	0	1	0	Норма
7	09-17	225,02	0,49	2,83	2,83	-1,07	0,09	1,76	0,49	0	1	0	Норма
8	13-04	222,84	0,06	3,02	0,00	0,00	0,00	-0,42	0,03	0	1	0	Норма
9	05-14	222,89	0,19	3,02	3,03	-2,02	0,02	-0,37	0,17	0	1	0	Норма
10	21-10	225,95	0,09	3,03	3,04	-2,03	0,00	2,70	0,09	0	1	0	Норма
11	10-21	222,59	0,58	2,24	2,24	-0,97	0,08	-0,67	0,58	0	1	0	Норма
12	06-13	223,58	0,19	3,02	3,03	-2,03	0,02	0,32	0,17	0	1	0	Норма
13	12-05	224,93	0,06	0,00	0,00	0,00	0,00	1,67	0,03	0	1	0	Норма
14	07-18	222,06	0,06	0,00	0,00	0,00	0,00	-1,20	0,03	0	1	0	Норма
15	04-11	224,29	0,06	0,00	0,00	0,00	0,00	1,03	0,03	0	1	0	Норма
16	24-17	222,00	0,06	0,00	0,00	0,00	0,00	-1,26	0,03	0	1	0	Норма
17	10-10	221,00	0,06	0,00	0,00	0,00	0,00	-2,26	0,03	0	1	0	Норма
18	08-12	226,00	0,06	0,00	0,00	0,00	0,00	2,74	0,03	0	1	0	Норма

**Пояснения к обозначениям таблиц протокола**

Для каждого  $i$ -го датчика выводятся следующие параметры:

имена термопар ЦПК – уникальное наименование для идентификации измерительного канала; в данном примере имена термопар ЦПК;  $\bar{X}$  – среднее значение, °C;  $S$  – среднеквадратическое отклонение от  $\bar{X}$ , °C;  $t_{k1}'$  и  $t_{k2}''$  – значения критериев на выбросы в исходных данных (в скобках даны критические значения для 5-процентного уровня значимости всех критериев);  $t_{k2}$  – критерий наличия трендов (при  $|t_{k2}| > t_{k2 \text{ крит}}$  гипотеза об отсутствии тренда отвергается);  $t_{k3}$  – критерий Кокрена (на равнозначность измерений); гипотеза о равенстве дисперсий отвергается, если  $t_{k3} > t_{k3 \text{ крит}}$ ;  $dX$  – среднее значение отклонения показаний канала от образцового (средняя разность показаний между  $i$ -м каналом и текущим средним), °C. В первой строке данного столбца дана норма допустимых отклонений;  $S(dX)$  – среднеквадратическое отклонение для  $dX$ , °C;  $P(A_1)$ ,  $P(A_2)$ ,  $P(A_3)$  – экспериментально вычисленные вероятности завышения показаний, нормальных показаний, занижения показаний  $i$ -го канала соответственно. Критерием допуска к дальнейшей эксплуатации измерительных каналов является непревышение среднего отклонения  $d$  допустимой погрешности измерений, определяемой нормативными документами (2%)

**ДИАГНОСТИКА ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ КАНАЛОВ**

Для оперативного контроля за сохранением метрологических характеристик измерительных каналов применяется метод «парных регрессий».

Метод основан на принципе физически очевидных и реально существующих функциональных связей между параметрами. Контроль измерительных каналов предполагает знание этих связей хотя бы на качественном уровне. Предполагая, что в течение некоторого времени эти связи не меняются, их используют для решения задач оперативного контроля за сохранением метрологических характеристик измерительных каналов. Связи используют на уровне парных регрессий (эталонных математических моделей), связывающих попарно показания всех датчиков в группах между собой. Набор датчиков в группы проводится на основе данных формального (статистического) и неформального анализов. Параметры эта-

лонных математических моделей получают по обучающей выборке, формируемой из экспериментальных данных. Последние представляют собой запись показаний измерительных каналов, выполненную непосредственно после того, как они прошли поверку в начале микрокампании.

Обучающая выборка создается для двух наборов измерительных каналов:

- каналы измерения температуры натрия на выходе из ТВС активной зоны реактора (15 каналов);
- каналы измерения температуры натрия в первом контуре реактора (15 каналов).

Во время пуска блока, в начале очередной микрокампании, по данным регистрации технологических параметров информационно-вычислительной системы формируются файлы с обучающей выборкой исходных данных в виде матрицы наблюдений типа  $m \times n$ , где  $n$  – число столбцов матрицы (число диагностируемых измерительных каналов);  $m$  – число строк (рядов наблюдений).

Объем данных для обучающей выборки должен содержать не менее 50 рядов наблюдений с дискретностью 2–10 часов.

Данные должны охватывать диапазон мощностей реакторной установки от 90 до 100%  $N_{ном}$ . Причем соотношение объема данных в обучающей выборке для пониженных и базовых уровней мощности реактора желательно иметь  $\sim 1/3$ .

Далее необходимо разбить на группы измерительные каналы.

Для каналов измерения температуры на выходе из активной зоны реактора формальной основой выделения групп являются устойчивые корреляционные связи, оцениваемые по коэффициентам взаимной корреляции ( $\geq 0,75$ ). Создается 6 групп по 4 измерительных канала в каждой. Положительным фактором является присутствие одного из каналов в разных группах.

Состав групп для измерительных каналов температуры на выходе ТВС изменяется в зависимости от загрузки реактора и определяется в начале каждой микрокампании.

Для других измерительных каналов СВРКТ группы разбиваются по петлевому признаку, т.е. измерительные каналы каждой из петель циркуляции включаются в свою группу.

Состав групп измерительных каналов вносится в программу «PAIRREGS.EXE».

Загружается файл данных с соответствующей обучающей выборкой и производится автоматическое построение моделей в пределах каждой из групп измерительных каналов с последующим сохранением в файле моделей в виде коэффициентов уравнений регрессии:

$$T_o = A + B \cdot T_{\phi},$$

где  $T_o$  – показания измерительного канала «отклика»;  $T_{\phi}$  – показания измерительного канала «фактора»;  $A, B$  – коэффициенты линейной регрессии.

Дальнейшая диагностика измерительных каналов заключается в периодическом создании выборки показаний измерительных каналов и формировании файла данных, который используется для диагностики. Запись данных производится во время работы реактора и всего оборудования блока в установившемся режиме при мощности реактора, близкой к номинальной.

После загрузки файла данных программой «PAIRREGS.EXE» производится сравнение фактических показаний каналов и соответствие их регрессионным моделям. Результат обработки по методу парных регрессий представляется в виде таблицы «невязок» по каждой из групп измерительных каналов.

В табл. 2 представлен пример таблицы «невязок» одной из групп, полученный при диагностике измерительных каналов температуры натрия на выходе ТВС за

Таблица 2

**Невязки (группа 1)**

№	Дата	Мод.:1 0:1 Ф:5 ДГ:12	Мод.:2 0:1 Ф:8 ДГ:12	Мод.:3 0:1 Ф:10 ДГ:12	Мод.:4 0:5 Ф:8 ДГ:12	Мод.:5 0:5 Ф:10 ДГ:12	Мод.:6 0:8 Ф:10 ДГ:12
1	30.05.2008	-0,16	0,59	-0,24	0,91	-0,06	-0,88
2	04.06.2008	-1,29	-0,05	-1,39	1,42	-0,20	-1,55
3	12.06.2008	-0,16	-0,12	1,23	0,07	1,67	1,49
4	18.06.2008	1,28	2,08	1,28	0,96	0,02	-0,87
5	23.06.2008	-0,29	0,52	-1,02	0,96	-0,84	-1,66
6	02.07.2008	-1,19	-1,82	0,31	-0,75	1,75	2,31
7	09.07.2008	-0,29	-0,90	-0,28	-0,71	0,02	0,70
8	16.07.2008	-0,82	0,59	0,50	1,69	1,59	-0,09
9	23.07.2008	-0,29	-0,19	0,45	0,13	0,88	0,71
10	30.07.2008	-0,29	0,52	1,19	0,96	1,74	0,72
11	06.08.2008	-1,72	-0,97	0,40	0,91	2,53	1,50
12	13.08.2008	-0,16	0,59	0,50	0,91	0,80	-0,09
13	20.08.2008	-0,82	-0,12	-0,24	0,85	0,73	-0,10
14	27.08.2008	-0,81	-0,90	-0,28	-0,09	0,65	0,70
15	01.09.2008	-2,38	-2,39	-1,07	0,01	1,59	1,48
16	10.09.2008	-2,25	-0,90	-2,49	1,63	-0,21	-1,69
17	16.09.2008	-2,63	-1,82	-2,63	0,96	0,02	-0,87
18	24.09.2008	-3,94	-1,82	-3,36	2,53	0,73	-1,66

период 55 мк (май – сентябрь 2008 г.).

Выход из строя измерительного канала может быть обнаружен по на\_рушению связи (определенной заранее в парных регрессиях) показаний данного канала с другими. Факт изменения (нарушения) связи фиксируется по превышению допустимых границ (ДГ) невязки – разности между показаниями измерительного канала в данный момент и откликом модели (мод.), в которой данный измерительный канал присутствует в качестве отклика (O) или фактора (Ф).

Анализ каждого конкретного случая выхода «невязок» за допустимые границы проводится с учетом возможного изменения режима работы реакторной установки или других возмущающих факторов, способных оказать физическое воздействие на измеряемые параметры. При отсутствии указанных факторов данному измерительному каналу предписывается проведение поэлементной поверки во время ближайшего планового ремонта.

**РЕЗУЛЬТАТЫ**

Начиная с 33 мк (1995 г.) проводится систематический анализ показаний измерительных каналов. Результаты анализа методом «парных регрессий» и периодической поверки «методом текущего среднего» (каждую микрокампанию) подтверждают удовлетворительное состояние соответствующих измерительных каналов. В табл. 3 и 4 приведены результаты поверки измерительных каналов температуры натрия за последние микрокампании (2003–2008 гг.). В качестве результата используется основной показатель поверки:  $d\bar{X}$  – среднее значение отклонения показаний канала от образцового (средняя разность показаний между  $i$ -м каналом и текущим средним).

Таблица 3

**Результаты поверки измерительных каналов температуры натрия на выходе ТВС**

№ яч.	45мк	46мк	47мк	48мк	49мк	50мк	51мк	52мк	53мк	54мк	55мк
17-09	-3,35	-3,21	-3,18	-1,70	-1,94	-2,90	2,18	-2,16	-5,20	-4,35	-3,54
14-15	3,73	4,02	2,83	3,82	5,38	5,05	3,38	3,42	4,12	5,71	3,11
18-21	-3,61	-1,90	-0,52	0,83	0,85	-2,50	-5,42	-2,44	-4,41	-4,38	-4,94
19-18	-0,41	1,70	2,13	-1,35	5,60	-0,07	-1,40	-0,58	-0,58	0,38	0,22
16-13	2,77	3,11	3,15	4,75	5,65	-2,08	-0,62	-0,32	-1,51	-1,74	-4,81
23-18	-2,83	-1,69	-0,61	0,75	0,05	-2,70	-0,92	-0,26	-2,97	-2,26	-2,15
09-17	-2,71	-3,21	-3,90	-3,43	0,05	0,50	-0,62	0,24	1,28	1,33	1,76
13-04	1,27	1,70	1,10	1,80	0,05	-0,48	-0,96	-0,58	-1,28	-0,30	-0,42
05-14	-2,39	-3,18	-2,92	-1,72	-0,75	-1,70	0,18	1,82	0,41	-0,34	-0,37
21-10	-0,01	0,74	-1,69	0,10	2,68	0,38	0,18	2,62	-0,96	0,46	2,70
10-21	-0,77	-1,40	-1,11	0,05	0,03	-1,70	-1,42	-0,35	-1,17	-0,83	-0,67
06-13	1,61	0,64	0,41	0,38	0,05	-1,44	-0,62	0,22	-0,43	-0,36	0,32
12-05	2,85	2,82	1,83	3,58	6,00	4,98	0,98	1,02	0,88	1,05	1,67
07-18	1,39	0,82	0,95	0,90	-0,75	-0,93	0,18	-0,58	-0,58	-1,19	-1,20
04-11	0,07	-0,89	-0,15	-0,31	4,85	4,52	1,24	1,02	1,80	1,57	1,03
24-17	1,61	0,30	-1,05	0,31	0,01	1,70	0,58	-0,68	-0,65	0,93	-1,26
10-10	1,27	-0,70	0,95	-0,69	-3,55	-0,30	0,58	-0,88	2,35	1,93	-2,26
08-12	-0,41	-0,70	-3,05	-0,69	0,45	-0,29	0,58	-0,98	-0,65	0,93	2,74

Таблица 4

**Результаты поверки измерительных каналов температуры натрия первого контура**

Имя датчика	45мк	46мк	47мк	48мк	49мк	50мк	51мк	52мк	53мк	54мк	55мк
Тр(0016)	-2,68	-0,38	-0,58	-1,08	-0,84	-0,83	-3,02	-0,82	-0,71	0,15	-0,49
Тр(0017)	-2,32	-1,68	-3,07	-2,94	-1,03	-0,92	-1,42	0,07	-0,15	0,33	-0,74
Вх4ПТО-А	-4,92	-1,78	-5,61	-6,25	-2,44	-3,52	-3,22	-2,72	-5,21	-2,30	-3,18
Вх4ПТО-Б	0,79	-0,36	-0,79	0,40	-1,24	-1,61	-0,22	-0,71	-1,31	-0,61	-1,61
Вх5ПТО-А	-1,53	1,18	0,69	2,10	-0,10	-1,25	-1,42	-1,34	-3,98	-1,92	-3,76
Вх5ПТО-Б	-2,96	-0,58	-1,07	-0,72	-0,64	-1,28	-0,22	-0,89	-1,00	-0,67	-1,50
Вх6ПТО-А	-2,64	-1,70	-3,77	-5,03	-2,36	-3,47	-4,42	-3,11	-0,98	-0,13	-0,76
Вх6ПТО-Б	4,78	5,10	4,38	4,59	3,56	3,76	3,97	3,55	3,87	4,19	4,38
Вых4ПТО-А	2,91	-0,18	-0,94	-1,74	-0,04	-0,81	1,58	0,00	0,97	0,09	0,38
Вых4ПТО-Б	4,38	2,08	1,29	0,76	-0,04	-0,23	1,91	0,49	-1,81	-1,36	-2,18
Вых5ПТО-А	-3,05	-0,02	0,64	-0,65	0,56	-0,25	-1,42	-1,93	-0,85	-1,21	-0,06
Вых5ПТО-Б	-1,01	3,36	1,93	1,75	1,16	0,00	0,98	0,75	1,53	0,52	0,54
Вых6ПТО-А	-1,20	-1,08	-2,20	-2,47	-1,01	-2,06	-0,22	-1,56	0,33	1,12	-0,37
Вых6ПТО-Б	1,80	1,36	-0,68	-0,13	1,16	0,27	0,38	-0,11	0,45	0,62	1,60
4ГЦН-1	1,08	0,82	1,51	-1,29	-3,30	-0,23	0,98	1,09	1,05	1,20	0,93
5ГЦН-1	-1,10	1,98	1,51	1,08	-3,04	0,37	0,98	1,35	0,97	2,29	0,66
6ГЦН-1	4,17	4,52	3,13	1,99	-2,11	1,10	1,40	1,17	1,51	1,88	1,42

Регулярная диагностика (один раз в неделю) измерительных каналов методом «парных регрессий» не выявила дефектных измерительных каналов. Отдельные отклонения за допустимые пределы от моделей были связаны с изменением режима работы реактора, что подтверждает высокую чувствительность метода.

Учитывая положительный опыт использования методики поверки и диагностики измерительных каналов без демонтажа ТЭП для реактора БН600 и универсальность применения можно рекомендовать ее использование на других энергоблоках атомных станций.

### **Литература**

1. Экспериментально-теоретические основы методики поверки измерительных каналов системы внутриреакторного контроля температуры без демонтажа термоэлектрических преобразователей на 3м блоке БАЭС/ГНЦ РФФЭИ. Отчет о НИР. Инв. №9106, 1995 г.

Поступила в редакцию 30.03.2009

УДК 621.039.564.5

## МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ДЕФЕКТНОГО МОДУЛЯ ПРИ ПОЯВЛЕНИИ ТЕЧИ В СЕКЦИОННОМ ПАРОГЕНЕРАТОРЕ ПГН-200М

**А.А. Кузнецов, П.П. Говоров, Ю.В. Носов, А.П. Караваев**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье рассматривается способ определения дефектного модуля при появлении признаков истечения среды третьего контура в секционном модульном парогенераторе ПГН-200М энергоблока БН-600. Обоснован выбор диагностических параметров для определения дефектного модуля. Смоделированы варианты с различным расположением места истечения.

**Ключевые слова:** арматура, информационная вычислительная система, испаритель, расход, свищ, температура натрия, уставка.

**Key words:** valves, process monitoring system, evaporator, flowrate, flaw, sodium temperature, setting.

При появлении свищей (течей) на модулях парогенератора ПГН-200М имеется возможность отсечения дефектной секции без отключения петли и снижения энерговыработки. Быстрое отключение дефектного участка необходимо для предотвращения возможного разрушения как самого трубопровода, так и окружающего его оборудования. При возникновении подобных ситуаций для принятия правильного решения требуется оперативный анализ большого количества технологических параметров, что при недостатке времени является затруднительным. Кроме того, в большинстве случаев для корректной локализации места истечения требуется визуальное наблюдение, что в условиях недостаточной освещенности, стесненности пространства, особенностей компоновки и запаривания помещений практически маловероятно. Более оптимальным представляется вариант, когда такой анализ выполняется автоматически, с выдачей конечного результата с обозначением места дефекта.

Автоматизация процесса определения дефектного модуля при появлении течи требует разработки специальной методики.

Данная методика должна удовлетворять следующим требованиям:

- быть пригодной для реализации на информационной вычислительной системе (ИВС) «УРАН» Белоярской АЭС и работать в автоматическом следящем режиме без участия оператора;
- при появлении истечения оперативно выдавать информацию о дефектном модуле.

### ОБОСНОВАНИЕ НЕОБХОДИМОСТИ РАЗРАБОТКИ МЕТОДИКИ

Петли тепловода энергоблока являются автономными и разнесены территориально. Теплоноситель второго контура (натрий) и рабочее тело третьего контура (вода-пар) нерадиоактивны. Поэтому возможный дефект не окажет влияния на нормальный режим работы других петель тепловода и не будет иметь последствий для безопасной эксплуатации энергоблока. Однако отключение тепловодящей петли является нарушением нормальной эксплуатации, приводящим к снижению экономических показателей работы энергоблока. Кроме того, отключение тепловодящей петли как переходный процесс может неблагоприятно сказаться на ресурсе работы оборудования.

При анализе имевших место событий можно сделать следующие выводы:

- имеющихся технических средств контроля и возможностей визуального наблюдения недостаточно для правильной локализации места дефекта (секции парогенератора с трубопроводами обвязки);
- используемые методы и способы локализации недостаточно оперативны, в результате чего изменения параметров, определяющих возможность работы тепловодящей петли, выходят за рамки допустимых значений.

На основании данных выводов очевидна необходимость разработки методики определения дефектного модуля при появлении течи и программных средств диагностирования парогенераторов для информационной поддержки оператора.

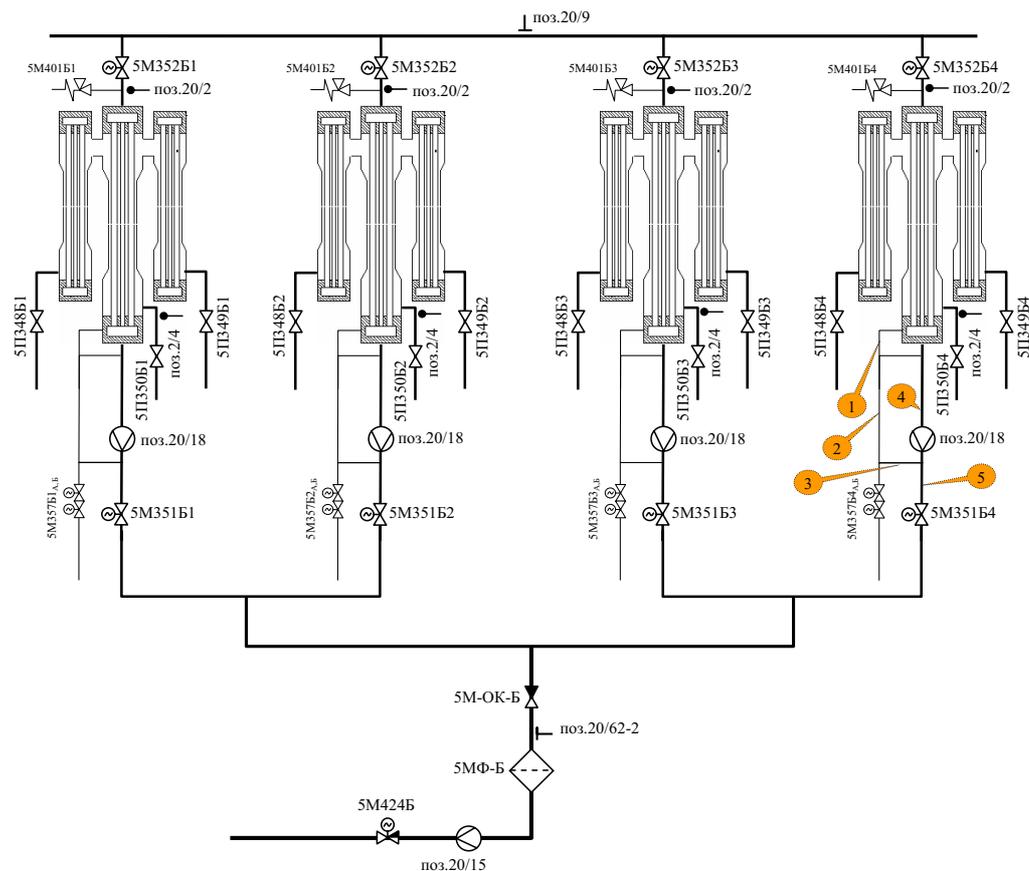


Рис. 1. Схема обвязки модулей парогенератора №5 сторона Б:  $\nabla$  – запорная арматура;  $\blacktriangleright$  – регулирующая арматура;  $\blacktriangleleft$  – обратный клапан;  $\odot$  – расходомерная вставка;  $\uparrow$  – термомпара;  $\perp$  – датчик давления

### АНАЛИЗ ВОЗМОЖНЫХ ИЗМЕНЕНИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ПРИ ПОЯВЛЕНИИ ДЕФЕКТА

Каждый парогенератор ПГН-200М (все три парогенератора, по одному на каждую теплоотводящую петлю) состоит из восьми секций, по четыре секции на каждую из сторон А или Б (разбиение исходя из особенностей конструкторско-технологической схемы энергоблока). Каждая секция, в свою очередь состоит из трех модулей: испарительного (ИМ), основного (ОП) и промежуточного (ПП) пароперегревательных. Подвод и отвод среды третьего контура осуществляется посредством трубопроводов обвязки, к ним также относятся и вспомогательные дренажные трубопроводы.

На рис. 1 в качестве примера представлена схема обвязки модулей на парогенераторе № 5, сторона Б, с расположением имеющихся в наличии средств контроля (секционных расходомеров питательной воды и термодар контроля температуры натрия на выходах испарительных модулей), запорной арматуры (отсечение модулей при необходимости), а также с местами возможных дефектов со сто-

Таблица 1

Аномальная ситуация	Показания поз. 20/18				Показания поз. 2/4				Примечание
	5И-Б1	5И-Б2	5И-Б3	5И-Б4	5И-Б1	5И-Б2	5И-Б3	5И-Б4	
Свищ (течь) в точке 1	↓	↓	↓	↑ <sup>1)</sup>	↑	↑	↑	↑ <sup>5)</sup>	Фактический расход воды через 5И-Б4 уменьшится
Свищ (течь) в точке 2	↓	↓	↓	↓↑ <sup>2)</sup>	↑	↑	↑	↑ <sup>5)</sup>	
Свищ (течь) в точке 3	↓	↓	↓	↓↑ <sup>2)</sup>	↑	↑	↑	↑ <sup>5)</sup>	
Свищ (течь) в точке 4	↓	↓	↓	↑ <sup>3)</sup>	↑	↑	↑	↑ <sup>5)</sup>	
Свищ (течь) в точке 5	↓	↓	↓	↓ <sup>4)</sup>	↑	↑	↑	↑ <sup>5)</sup>	
Ошибочное закрытие 5ПЗ48Б4	–	–	–	–	↑	↑	↑	↓	Имеются адреса дискретных параметров ИВС, характеризующие состояние секционной арматуры
Ошибочное закрытие 5ПЗ49Б4	–	–	–	–	↑	↑	↑	↓	
Ошибочное закрытие 5ПЗ50Б4	–	–	–	–	↑	↑	↑	↓	
Ошибочное закрытие 5М351Б4	↑	↑	↑	↓ <sup>6)</sup>	↓	↓	↓	↑	
Ошибочное закрытие 5М352Б4	↑	↑	↑	↓ <sup>6)</sup>	↓	↓	↓	↑	

Примечание.

<sup>1)</sup> – Рост показаний расходомера из-за уменьшения общего гидравлического сопротивления трассы после места установки РУ поз. 20/18 5И-Б4 (появление байпасного расхода в месте свища) – аналогично рассмотренному выше случаю.

<sup>2)</sup> – Изменение показаний расходомера поз. 20/18 5И-Б4 в ту или иную сторону (рост или снижение относительно значения до момента появления свища) будет зависеть от точного места свища, расхода истечения, изменений давлений воды до и после сопла расходомерного устройства.

<sup>3)</sup> – Рост показаний расходомера из-за уменьшения общего гидравлического сопротивления трассы после места установки РУ поз. 20/18 5И-Б4.

<sup>4)</sup> – Снижение показаний расходомера поз.20/18 произойдет из-за фактического снижения расхода воды через сопло расходомерного устройства и далее через испаритель 5И-Б4.

<sup>5)</sup> – Рост температур натрия на выходах 5И-Б1–5И-Б4 произойдет из-за снижения фактического расхода воды через эти испарители, причем рост на 5И-Б4 будет более существенным, чем на 5И-Б1–5И-Б3 из-за большего по величине снижения расхода воды (скорость роста температуры натрия будет выше).

<sup>6)</sup> – При закрытии секционной арматуры 5М351Б4, 5М352Б4 показания расходомера приблизятся к нулю из-за фактического отсутствия расхода воды через данный испаритель.

роны третьего контура (по питательной воде).

В табл. 1 представлена качественная оценка возможных изменений показаний расходомеров (поз.20/18) и термопар (поз.2/4) при появлении свищей на одном из пяти представленных на рис. 1 участков, а также возможные изменения этих показаний при ошибочном закрытии арматуры 5ПЗ48Б4, 5ПЗ49Б4, 5ПЗ50Б4, 5МЗ51Б4, 5МЗ52Б4.

Таким образом, использование в качестве диагностируемых параметров показаний секционных расходомеров поз.20/18 сопряжено с неоднозначной интерпретацией их возможных изменений в случае появления свища, т.к. эти показания не всегда отражают фактическое изменение расхода воды через испарители. Более оправданным представляется использование в качестве диагностируемых параметров значений температур натрия на выходах испарителей и скоростей изменения этих температур.

Исходя из проведенного анализа изменений технологических параметров ПГ при появлении и развитии течи была разработана методика и алгоритм диагностирования секции ПГ с дефектом.

## **АЛГОРИТМ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СЕКЦИИ ПГ С ТЕЧЬЮ ПАРОВОДЯНОЙ СМЕСИ**

### **Анализ состояния запорной арматуры секций**

1. В случае, если имеется отключенная секция, контроль показаний температуры натрия на выходе из нее не проводится. Анализ процедуры отключения секции выполняется согласно «Типовому бланку отключения секции алгоритмом малая течь» с учетом времени закрытия арматуры. При изменении состояния какого-либо дискретного параметра ИВС (характеризует состояние запорной арматуры) с «открыто» на другое выполнить сохранение текущих значений остальных дискретных и аналоговых параметров.

2. Выбор секции, где отмечено изменение состояния дискретного параметра, выполнять с учетом номеров параметров в матрице исходных данных программы. Пример матрицы с номерами параметров представлен в табл. 2.

Например, если в  $i$ -й момент времени отмечено изменение состояния параметра №101 ( $A_i^{101} \neq \langle \text{открыто} \rangle$ ), то это означает, что состояние арматуры 5МЗ51Б4–5МЗ56Б4 изменилось с «открыто» на другое.

В случае, если спустя 130 секунд (время может уточняться, первоначально определено от времени полного закрытия задвижек ПЗ48, ПЗ49, МЗ51–МЗ53) состояние других параметров на этой секции (№№ 98, 99) не изменилось с «открыто» на другое, и состояние параметра № 101 изменилось на «закрыто», выдается сообщение об ошибочном закрытии арматуры 5МЗ51Б4–5МЗ56Б4:

$$\left. \begin{array}{l} \text{если } A_i^{101} \neq \langle \text{открыто} \rangle \\ \text{и } A_{i+130}^{101} = \langle \text{закрыто} \rangle \\ \text{и } (A_{i+130}^{98} \text{ или } A_{i+130}^{99}) = \langle \text{открыто} \rangle \end{array} \right\} \Rightarrow \text{ошибочное закрытие 5МЗ51Б4-5МЗ56Б4. (1)}$$

Если в  $i$ -й (и последующие) момент времени отмечено изменение состояния параметра № 100 (характеризующего состояние арматуры ПЗ50) с «открыто» на другое, а состояние остальной арматуры секции остается «открыто», то это означает ошибочное закрытие арматуры ПЗ50:

Таблица 2

**Матрица номеров параметров**

№ п/п	Наименование параметра	Номер параметра для секции							
		A4	A3	A2	A1	B1	B2	B3	B4
Температуры натрия на выходе из испарительных модулей									
1	Температура натрия на выходе 4И	1	2	3	4	5	6	7	8
2	Температура натрия на выходе 5И	9	10	11	12	13	14	15	16
3	Температура натрия на выходе 6И	17	18	19	20	21	22	23	24
Арматура парогенератора 4									
4	4ПЗ48. Вход натрия в модуль ОП	30	34	38	42	46	50	54	58
5	4ПЗ49. Вход натрия в модуль ПП	31	35	39	43	47	51	55	59
6	4ПЗ50. Выход натрия из секции	32	36	40	44	48	52	56	60
7	4М(351+356)	33	37	41	45	49	53	57	61
Арматура парогенератора 5									
8	5ПЗ48. Вход натрия в модуль ОП	70	74	78	82	86	90	94	98
9	5ПЗ49. Вход натрия в модуль ПП	71	75	79	83	87	91	95	99
10	5ПЗ50. Выход натрия из секции	72	76	80	84	88	92	96	100
11	5М(351+356)	73	77	81	85	89	93	97	101
Арматура парогенератора 6									
12	6ПЗ48. Вход натрия в модуль ОП	110	114	118	122	126	130	134	138
13	6ПЗ49. Вход натрия в модуль ПП	111	115	119	123	127	131	135	139
14	6ПЗ50. Выход натрия из секции	112	116	120	124	128	132	136	140
15	6М(351+356)	113	117	121	125	129	133	137	141
Параметр включения/отключения секции									
16	Парогенератор 4	150	151	152	153	154	155	156	157
17	Парогенератор 5	158	159	160	161	162	163	164	165
18	Парогенератор 6	166	167	168	169	170	171	172	173

$$\left. \begin{array}{l}
 \text{если } A_i^{100} \neq \langle \text{открыто} \rangle \\
 \text{и } A_{i+10}^{100} \neq \langle \text{открыто} \rangle \\
 \text{и } (A_i^{98} \text{ или } A_i^{99}) = \langle \text{открыто} \rangle \\
 \text{и } (A_{i+10}^{98} \text{ или } A_{i+10}^{99}) = \langle \text{открыто} \rangle
 \end{array} \right\} \Rightarrow \text{ошибочное закрытие 5ПЗ50Б4.} \quad (2)$$

3. В противном случае выполняется алгоритм отключения секции КОС или отключается модуль ОП (ПП) – ситуация не считается аномальной.

4. Если состояние какой либо задвижки изменилось с «открыто» на другое, следящий контроль свищей по скоростям изменения температуры натрия для этой секции не проводить в течение 130 секунд (время полного хода рабочего органа арматуры; может уточняться), считая с  $i$ -го момента времени. Начиная с  $i+131$ -го момента времени при выполнении условия отключения

- секции КОС  $\{(A_{i+131}^{98} \text{ и } A_{i+131}^{99} \text{ и } A_{i+131}^{101}) = \langle \text{закрыто} \rangle\}$  обсчитывать скорости изменения температур для 3-х секций на этой стороне;
- модуля ОП или ПП  $\{(A_{i+131}^{100}) = \langle \text{открыто} \rangle \text{ и } (A_{i+131}^{98} \text{ или } A_{i+131}^{99}) \neq \langle \text{открыто} \rangle\}$  обсчитывать скорости изменения температур для всех 4 секций на стороне.

### Анализ скоростей изменения температур натрия на выходе из испарителей

1. В случае, если имеется отключенная секция (по результатам контроля состояния арматуры – см. выше), расчет и анализ скоростей изменения температуры натрия на выходе из испарителя этой секции не проводится. Температура натрия на выходе из этой секции приравнивается к нулю.

2. Демпфированная (скользящее среднее) скорость изменения температуры

$$dT_{i}^{k} = \frac{A_{i}^{k} \cdot U_{i}^{k+149} - \sum_{j=1}^{20} A_{i-j}^{k} \cdot U_{i-j}^{k+149}}{\sum_{a=0}^{5} \sum_{b=1}^{4} U_{i}^{b+4 \cdot a+149}} \cdot 60, \text{ }^{\circ}\text{C/мин}, \quad (3)$$

где  $dTN_{i}^{k}$  – скорость изменения температуры натрия на выходе из  $k$ -ой секции ( $k=1-24$ ) в  $i$ -й момент времени;  $A_{i}^{k}$  – значение температуры натрия на выходе из  $k$ -ой секции ( $k=1-24$ ) в  $i$ -й момент времени,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $U_{i}^{k}$  – параметр включения/отключения секции в  $i$ -й момент времени ( $k=150-173$ ),  $U_{i}^{k}=1$  (секция в работе),  $U_{i}^{k}=0$  (секция отключена).

3. Полученные значения скоростей изменения температур сравниваются с заранее определенной уставкой. При превышении скоростью изменения температур для какой-либо секции значения уставки делается предварительный вывод о вероятности возникновения свища на этой секции (первый условный критерий).

4. Определение секции в пределах стороны парогенератора с максимальной скоростью изменения температуры для каждого момента времени и сравнение ее со средней (для остальных секций данной стороны) скоростью изменения температуры:

$$\begin{aligned} dT_{\max i}^{m} &= \max(dTN_{i}^{k}) \\ \overline{dT}_{i}^{m} &= \frac{\sum_{k=1}^{3} dTN_{i}^{k} \{ \text{кроме } dT_{\max i}^{m} \}}{3}, \text{ }^{\circ}\text{C/мин} \end{aligned} \quad (4)$$

где  $dT_{\max i}^{m}$  – максимальная скорость изменения температуры натрия на выходе испарителя для каждой стороны парогенераторов ( $m=1-6$ ,  $k=1-4$ ,  $5-8$ ,  $9-12$ ,  $13-16$  и т.д.) в  $i$ -й момент времени;  $\overline{dT}_{i}^{m}$  – средняя скорость изменения температуры натрия на выходе испарителей (кроме испарителя с максимальной скоростью) для

каждой стороны парогенераторов в  $i$ -й момент времени.

5. Сравнение относительной разности между максимальной и средней скоростями изменения температур с заранее определенной уставкой. В случае, если разность превышает уставку (первый критерий), и максимальная скорость изменения температуры характерна для одной и той же секции и также превышает уставку (второй критерий) на протяжении 20 секунд подряд (время может уточняться в процессе отладки методики и программы), делается вывод о появлении свища питательной воды на секции с максимальной скоростью изменения температуры натрия:

$$\left. \begin{array}{l} \text{если} \left\{ \begin{array}{l} \left( \frac{dT_{\max i}^m - \overline{dT}_i^m}{\overline{dT}_i^m} \right) \cdot 100\% \geq dT_{\text{уст}} \\ \text{и} \left( \frac{dT_{\max i-1}^m - \overline{dT}_{i-1}^m}{\overline{dT}_{i-1}^m} \right) \cdot 100\% \geq dT_{\text{уст}} \\ \vdots \\ \text{и} \left( \frac{dT_{\max i-20}^m - \overline{dT}_{i-20}^m}{\overline{dT}_{i-20}^m} \right) \cdot 100\% \geq dT_{\text{уст}} \end{array} \right. \end{array} \right\} \begin{array}{l} \text{то в секции ПГ с} \\ dT_{\max} = f(m, k) \text{ возможен} \\ \text{свищ питательной воды,} \end{array} \quad (5)$$

где  $dT_{\text{уст}}$  – уставка по относительной разности скоростей изменения температуры натрия (определяется экспериментально с учетом имеющихся практических исходных данных по аналогичным дефектам), предварительно принимается равной 30%.

### ТЕСТИРОВАНИЕ АЛГОРИТМА ДИАГНОСТИРОВАНИЯ

В качестве примера на рис. 2 представлены результаты определения максимальной и средней скоростей изменения температур натрия на выходе из испарителей (определение по (4) для каждого момента времени). Начиная с нулевого мо-

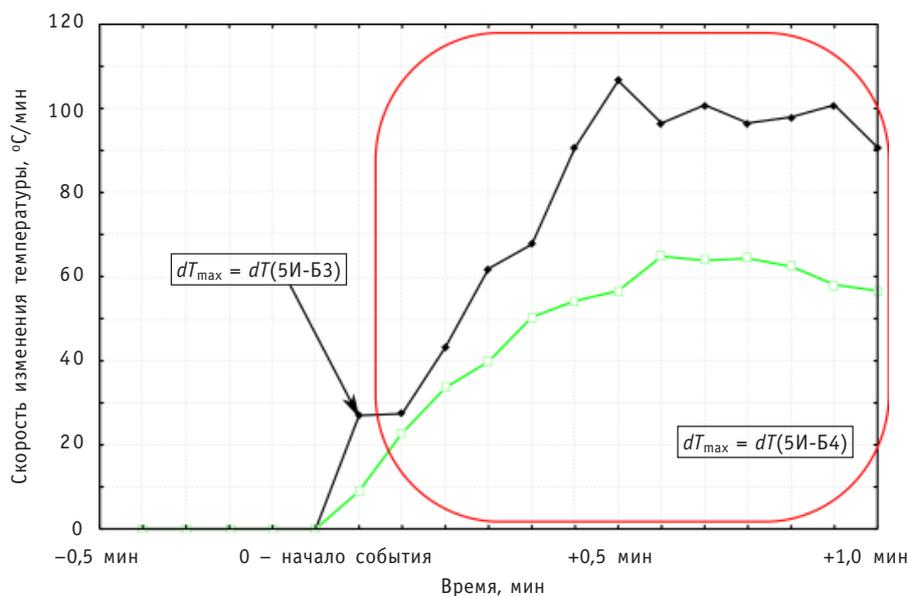


Рис. 2. Скорости изменения температуры натрия на выходе 5И-Б1–5И-Б4 (максимальная и средняя для оставшихся трех секций) при появлении дефекта (см. выше):  $\blacklozenge$  –  $dT_{\max}$ ;  $\square$  –  $dT_{\text{сред}}$

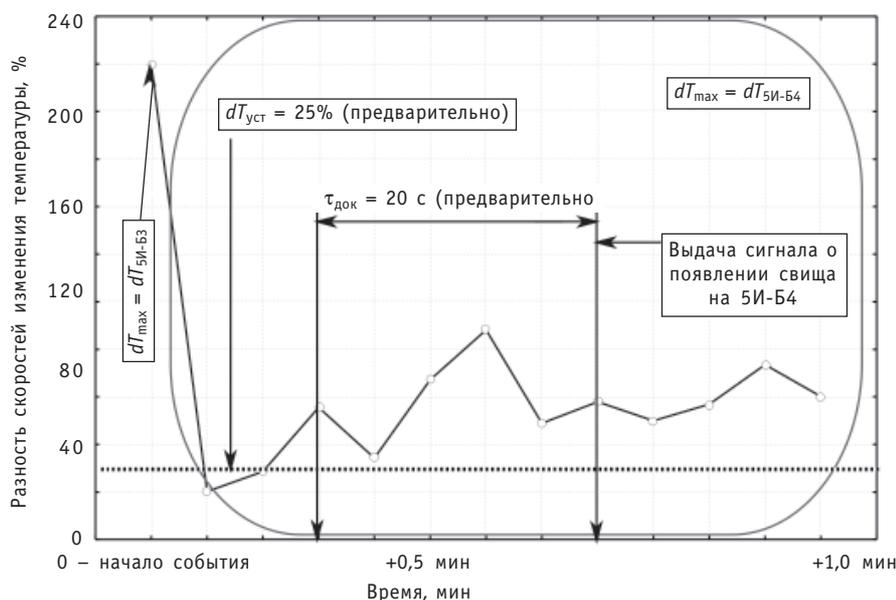


Рис. 3. Относительная разность максимальной и средней скоростей изменения температуры натрия на выходах 5И-Б1–5И-Б4 при появлении дефекта

мента времени (начало события) отмечен рост значений скоростей температур натрия на выходе из испарителей. В это время максимальная скорость изменения температуры характерна для 5И-Б3 ( $27^{\circ}\text{C}/\text{мин}$ ), средняя – для оставшихся трех секций (5И-Б1, 5И-Б2, 5И-Б4) составляла  $10^{\circ}\text{C}/\text{мин}$ . Спустя  $\sim 16$  секунд от начала события и для всего последующего рассматриваемого промежутка времени максимальная скорость изменения температуры характерна для 5И-Б4.

На рис. 3 представлено изменение относительной разности между максимальной и средней скоростями изменения температур натрия. Таким образом, начиная с самого первого момента, когда отмечен рост скорости изменения температуры натрия (с самого начала превышающий уставку  $5^{\circ}\text{C}/\text{мин}$ ), делается предварительный вывод о возможном появлении свища на одном из испарителей стороны Б ПГ № 5 (выполнение условий для первого критерия). По прошествии 16 секунд с момента выполнения условий первого критерия начинается выполнение условий второго критерия (превышение относительной разностью максимальной и средней скоростей изменения температур натрия уставки 25%). По прошествии еще 20 секунд выполняется условие повторяемости второго критерия и спустя 36–40 секунд после начала события делается вывод о появлении свища на 5И-Б4.

Приведенный алгоритм определения местоположения течи на ПГ реализован в виде программного продукта, который в настоящее время проходит опытную проверку.

### Литература

1. Технологический регламент эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС.
2. Инструкция по эксплуатации парогенератора ПГН-200М.

Поступила в редакцию 27.04.2009

## РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ НАСЕЛЕНИЯ И ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

**А.В. Ладейщиков, А.В. Шонохов**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Радиационному контролю окружающей среды в районе расположения Белоярской атомной станции традиционно уделяется большое значение. Приведенные в статье данные наблюдений показывают, что уровень радиационного воздействия Белоярской АЭС на население и окружающую среду находится на уровне безусловно приемлемого риска.

**Ключевые слова:** безопасность, выброс, контроль, радионуклид, радиоэкология.  
**Key words:** safety, atmospheric release, surveillance, radionuclide, radioecology.

Радиационный контроль окружающей среды на территории зоны наблюдения радиационного объекта является важнейшей и неотъемлемой частью обеспечения радиационной безопасности населения. На Белоярской АЭС и в районе ее расположения постоянный контроль за радиационным воздействием на население и окружающую среду осуществляется отделом радиационной безопасности. Предупредительный и текущий санитарно-эпидемиологический надзор при эксплуатации Белоярской АЭС осуществляет Региональное управление № 32 Федерального медико-биологического агентства. Отдел радиационной безопасности аккредитован на компетентность в осуществлении радиационного контроля Федеральным агентством по техническому регулированию и метрологии.

Контроль за обеспечением радиационной безопасности окружающей среды осуществляется сочетанием двух функций – контроля и мониторинга. Функция контроля обеспечивается сравнением результатов радиационного измерения параметра контролируемого объекта с нормируемой величиной либо контрольным уровнем. Функция мониторинга обеспечивается длительным наблюдением за параметрами контролируемого объекта и отслеживанием тенденций изменения параметров контролируемого объекта (при этом сравнение выполняется не с нормируемой величиной, а с фоновыми значениями либо с предыдущими наблюдениями). Данные мониторинга позволяют выполнить оценку как текущего состояния качества окружающей среды, так и доз облучения населения.

Радиационное воздействие АЭС в режиме их нормальной эксплуатации проявляется в поступлении в окружающую среду некоторого количества радионуклидов в атмосферу с воздухом вытяжной вентиляции, а в водные объекты – с дебалансными водами. С введением в действие «Санитарных правил проектирования и

эксплуатации АС» (СП АС-03) были сохранены закрепленные ранее новые подходы к ограничению допустимого радиационного воздействия АЭС на население и окружающую среду за счет газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов величиной минимально значимой дозы (10 мкЗв в год) по каждому пути воздействия. Такое воздействие создает радиационный риск около  $10^{-6}$  в год, что соответствует границе областей приемлемого и безусловно приемлемого риска. Приемлемый для общества уровень безопасности действующих АЭС означает, что радиационные последствия нарушения нормального режима эксплуатации действующих АЭС общество считает приемлемыми, и АЭС по радиационному фактору оцениваются как экологически безопасные. На Белоярской АЭС выход радионуклидов с газоаэрозольными выбросами и жидкими сбросами значительно меньше установленных допустимых значений (ДВ и ДС) и дополнительно к фоновому облучению населения от природных источников излучения (2,2 мЗв) создают дозу не более 0,1 мкЗв. Таким образом, уровень радиационного воздействия АЭС на население и окружающую среду находится на уровне безусловно приемлемого риска и не изменяет природный уровень естественной радиации в районе расположения АЭС. Фактические выбросы АЭС являются оптимизированными и их дальнейшее снижение экономически неоправданно. Задачей на предстоящий период в деле обеспечения безопасности населения является сохранение достигнутого уровня выхода радионуклидов в окружающую среду. На рис. 1 приведена динамика изменения выхода ИРГ за последние 10 лет эксплуатации Белоярской АЭС.

На рис. 2 приведена динамика изменения выхода радионуклидов с жидкими стоками за последние 10 лет эксплуатации Белоярской АЭС.

Контроль радиационной обстановки в автоматическом режиме осуществляется с помощью автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (АСКРО), которая входит в отраслевую подсистему с центральным пультом контроля в Кризисном центре Госкорпорации «Росатом». Данные радиационного мониторинга через информационный портал концерна «Энергоатом» доступны всем сторонним потенциальным пользователям. На рис. 3 приведена динамика изменения годовой дозы на местности за последние 10 лет эксплуатации Белоярской АЭС.

Результаты наблюдений показывают, что в режиме нормальной эксплуатации Белоярская АЭС практически не оказывает обнаруживаемого влияния на население и окружающую среду, радиационная обстановка на территории зоны наблюдения Белоярской АЭС остается стабильной. Уровни радиоактивного загрязнения

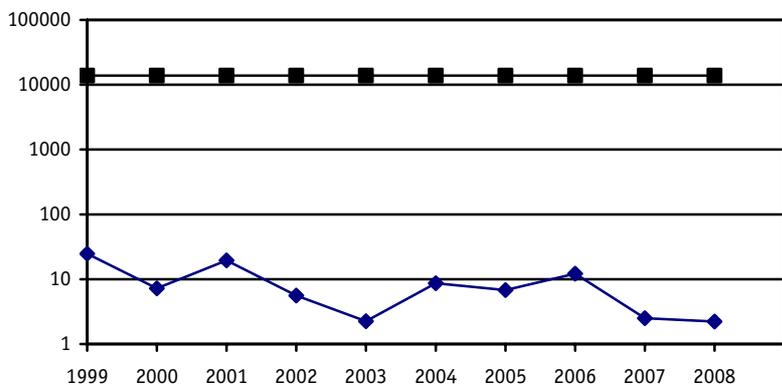


Рис. 1. Динамика изменения выхода ИРГ за последние 10 лет эксплуатации Белоярской АЭС:  
 ■ – выход ИРГ, Тбк; ◆ – ПДВ

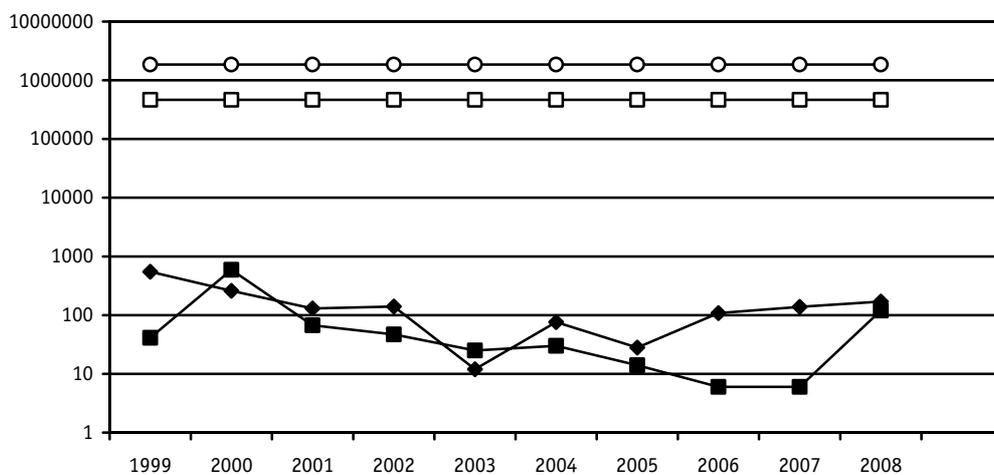


Рис.2. Динамика изменения выхода радионуклидов с жидкими стоками за последние 10 лет эксплуатации Белоярской АЭС: ◆ – выход Cs-137, МБк; ■ – выход Sr-90, МБк; ○ – ПДС Cs-137; □ – ПДС Sr-90;

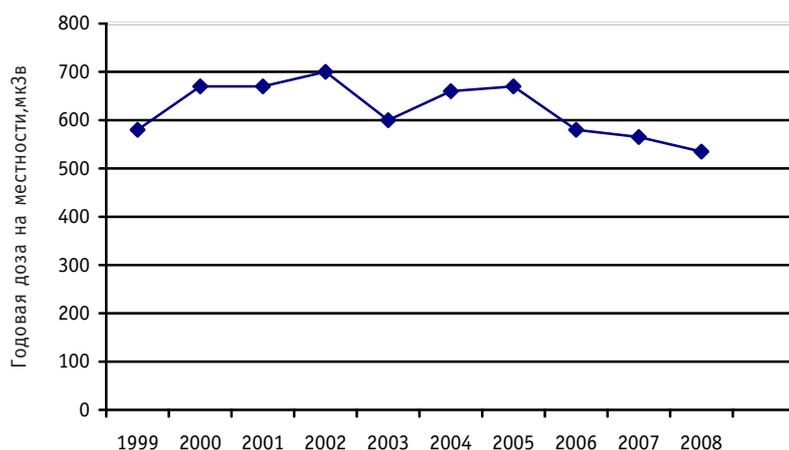


Рис. 3. Динамика изменения годовой дозы на местности за последние 10 лет эксплуатации Белоярской АЭС

окружающей среды соответствуют установившимся многолетним значениям, обусловлены, в основном, глобальными выпадениями и соответствуют региональному фоновому уровню. Приведенные выше данные позволяют уверенно говорить о радиэкологической чистоте Белоярской АЭС.

### Литература

1. Зона наблюдения радиационного объекта. Организация и проведение радиационного контроля окружающей среды. Методические рекомендации МР 2.6.1.27-2003. – М., 2003.
2. Отчеты о радиационной обстановке в районе расположения Белоярской АЭС 1999 – 2008 гг. Белоярская АЭС.
3. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03) СанПиН 2.6.124-03. – М., 2004.
4. Беликов А.Д. Атомная энергетика: безопасность как приоритет. «Росэнергоатом» №3. – М., 2007.

Поступила в редакцию 14.04.2009

## ФОРМИРОВАНИЕ МОДЕЛИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-600 ИЗ ТОПЛИВНОГО АРХИВА ГЕФЕСТ ДЛЯ ПРОГРАММЫ SYNTES

**Е.В. Балахнин, А.В. Гаврилов, А.И. Карпенко, А.М. Тучков**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье описывается первый этап формирования расчетной модели активной зоны реактора БН-600 для программы SYNTES: организация переноса существующей модели зоны из топливного архива программы ГЕФЕСТ во временную базу данных. Дается краткое описание метода переноса модели зоны из комплекса ГЕФЕСТ, а также специально созданной для этого программы Parsing\_TA.

**Ключевые слова:** активная зона, архив, картограмма, программа, расчетная модель, файл.

**Key words:** core, archive, core map, software, computational model, file.

Программа SYNTES [1] используется на Белоярской АЭС для оперативных расчетов нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора БН-600, в частности, расчетов спектров нейтронов для нестандартных экспериментальных сборок: опытный компенсирующий стержень, экспериментальные облучательные устройства.

В 2006 г. завершился переход на новую активную зону реактора БН-600 – 01М2. В штатном комплексе расчетных программ ГЕФЕСТ [2] учтены все изменения, внесенные модернизацией, а для проведения расчетов в программе SYNTES требуется подготовить новую расчетную модель.

Подготовка модели 01М2 для программы SYNTES заключается в преобразовании гексагональной трехмерной модели зоны 01М2 комплекса ГЕФЕСТ с отдельной информацией по каждой ТВС в двумерную модель SYNTES в R-Z-геометрии с гомогенизированными по слоям данными (ядерные концентрации нуклидов и объемные доли составных элементов ТВС) по нуклидным составам.

### ПОДГОТОВКА ТОПЛИВНОГО АРХИВА JOKER

Для переноса исходных данных из программы ГЕФЕСТ удобно воспользоваться топливным архивом программы JOKER (наличие этого этапа связано с невозможностью прямой работы с топливным архивом ГЕФЕСТ в среде Windows XP). Программа JOKER [3] находится в опытной эксплуатации на Белоярской АЭС, предназначена для динамических расчетов реактора БН-600 и использует расширенный топливный архив, импортируемый из ГЕФЕСТ.



I 50.	I	117.5	I 1161A 00 000	I -60
I 52.	I	117.5	I 1161B 00 000	I -60
I 53.	I	117.5	I 1161B 00 000	I -60
I 53.	I	117.5	I 1161B 00 000 CB	I -60
I 54.	I	117.5	I 2635 00 000	I +55
I 54.	I	117.5	I 2635 00 000 CB	I +55
I 55.	I	117.5	I 1161 00 000	I -60
I 56.	I	117.5	I 2645 00 000 CB	I +55
I 60.	I	123.5	I 1157A 00 000	I -50
I 60.	I	123.5	I 1157A 00 000 CB	I -50
I 61.	I	123.5	I 2415 00 000	I -50
I 62.	I	123.5	I 2631 00 000 CB	I +10
I 70.	I	114.5	I 1663 00 000	I -55
I 70.	I	114.5	I 1663 00 000 CB	I -55
I 71.	I	114.5	I 1663 00 000 01	I -55
I 71.	I	114.5	I 1663 00 000 01CB	I -55
I 75.	I	114.5	I ЕЭ 1583 305 00	I -66
I 76.	I	114.5	I ЕЭ 1584 305 00	I -66
I 77.	I	114.5	I 2633 00 000	I +10
I 77.	I	114.5	I 2633 00 000 CB	I +10
I 78.	I	114.5	I 2637 00 000	I +5
I 79.	I	114.5	I РНАТ 506 325 006	I +5
I 79.	I	114.5	I РНАТ 506 325 007	I +5

↑
↑
↑

Тип сборки ГЕФЕСТ                      Название чертежа                      Положение головки СУЗ

Головка СУЗ находится на 55 мм выше торца АкЗ

Головка СУЗ находится на 50 мм ниже торца АкЗ

Рис. 2. Фрагмент файла положений головок стержней СУЗ

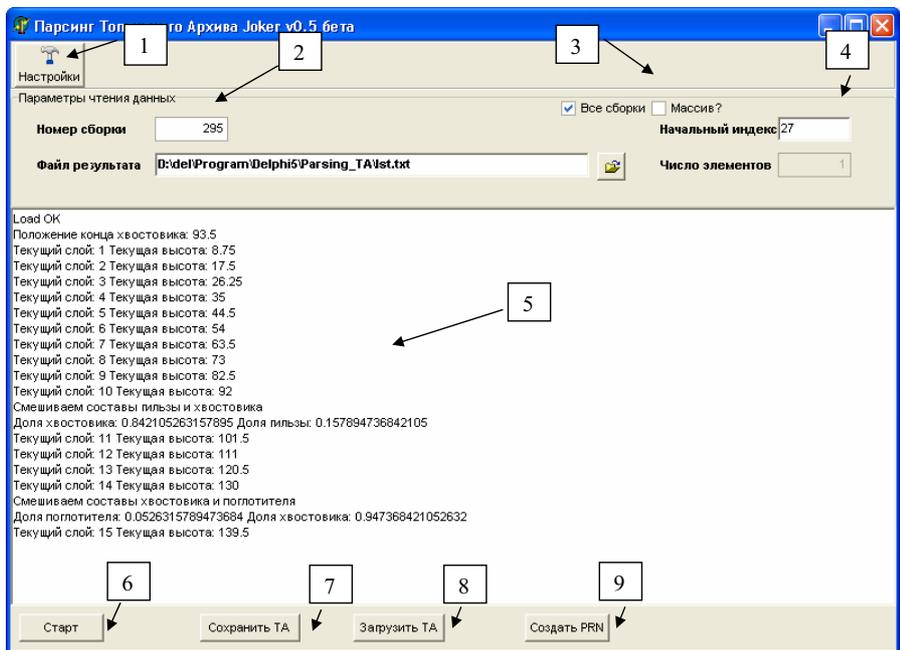


Рис. 3. Главное окно программы Parsing\_TA: 1 – кнопка вызова окна настроек; 2 – поле ввода номера сборки, если требуется просмотреть ее характеристики; 3 – переключатели режимов отображения характеристик (все сборки, определенная сборка); 4 – порядковый индекс интересующей [арактеристики сборки; 5 – окно вывода характеристик сборок; 6 – кнопка начала создания базы данных характеристик сборок; 7 – кнопка сохранения базы данных характеристик сборок; 8 – кнопка загрузки, ранее сохраненной базы данных; 9 – кнопка создания выходных файлов данных для передачи в MathCAD

**Настройка параметров**

Настройка путей к файлам данных

Файл Топливного архива Joker: C:\bn\gefestn\ta2000

Файл соответствия типов и чертежей: D:\Parsing\_TA\settings\LST\_Pchert-48ENDnew

Файл расстояний поглотителя от АкЗ: D:\Parsing\_TA\settings\Расст от гр АкЗ до поглотителя (48ENDnew).txt

Положение стержней СУЗ по УП

Положение стержней АЗ

А31	960	А32	960	А33	960	А34	960	А35	960
АЗ-П	960								

Положение стержней КС

КС1	450	КС2	450	КС3	450	КС4	450	КС5	450	КС6	450
КС7	450	КС8	450	КС9	450	КС10	450	КС11	450	КС12	450
КС13	450	КС14	450	КС15	450	КС16	450	КС17	450	КС18	450
КС-Ц	960										

Положение стержней РС

РС1	390	РС2	390
-----	-----	-----	-----

Сохранить

Рис. 4. Окно изменения настроек программы Parsing\_TA

## ОРГАНИЗАЦИЯ МОДЕЛИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ 01М2

Разработанная программа **Parsing\_TA** позволяет генерировать временную базу исходных данных из комплекса ГЕФЕСТ, необходимых для создания расчетной модели активной зоны реактора БН-600 для программы SYNTES. Дальнейшее формирование расчетной модели активной зоны 01М2 для программы SYNTES будет проводиться с использованием программного обеспечения MathCAD. Выбор данного обеспечения обусловлен простотой и наглядностью создания различных высотных и радиальных разбиений исходной трехмерной модели активной зоны комплекса ГЕФЕСТ. MathCAD позволяет создавать различные компоновки зон (радиальные зоны с содержанием стержней СУЗ, стержни СУЗ, выделенные в отдельные радиальные зоны), варьировать количество зон для разных обогащений топлива.

### Литература

1. Рахматулин М.А., Селезнев Е.Ф. Аннотация программы SYNTES//ВАНТ. Сер. «Физика ядерных реакторов». – М.: РНЦКИ, 1994. – Вып.4. – С.43-49.
2. Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. Аннотация комплекса программ ГЕФЕСТ//ВАНТ. Сер. «Физика ядерных реакторов». – М.: РНЦКИ, 1994. – Вып. 4. – С.36-43.
3. Федоров И.В., Айзатулин А.И., Селезнев Е.Ф., Белов А.А. Комплекс программ JOKER/Отчет ВНИИАЭС. – М., 2004. – 19 с.

Поступила в редакцию 30.03.02009

## РАСЧЕТНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СБОРОК ДЛЯ НАРАБОТКИ АРГОНА-37

**В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков, И.А. Чернов**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье дано краткое описание основных этапов реакторных испытаний в реакторе БН-600 сборок для наработки аргона-37. Представлены итоги расчетов накопления целевого радионуклида и сравнение их с результатами измерений.

**Ключевые слова:** аргон, источник нейтрино, наработка, облучение, расчет.  
**Key words:** argon, neutrino source, production, irradiation, calculation.

В 2001–2004 гг. в рамках международного проекта на Белоярской АЭС проводились работы по наработке аргона-37. Аргон-37 ( $T_{1/2} \sim 35$  сут) является наиболее перспективным радионуклидом для изготовления источника, необходимого при калибровке детекторов солнечных нейтрино. Эффективное накопление активности данного радионуклида возможно по реакции  $^{40}\text{Ca}(n,\alpha)^{37}\text{Ar}$  при облучении большого количества оксида кальция в больших потоках нейтронов жесткого энергетического спектра. Получение этого изотопа производилось в боковой зоне воспроизводства (БЗВ) реактора БН-600 в специально разработанных экспериментальных сборках для наработки аргона-37 (ЭСА). После облучения ЭСА выгружались из активной зоны, отмывались по штатной технологии и через бассейн выдержки передавались в защитную камеру на разделку, где происходило извлечение нарабатывающих элементов. Нарбатывающие элементы транспортировались в Институт реакторных материалов (г. Заречный), где из них выделялся целевой радионуклид, проводились необходимые измерения и изготавливался калибровочный источник.

Проектные расчеты по наработке аргона-37 в ЭСА проводили в ФЭИ и ОКБМ. Однако при организации работ по производству радионуклида необходимо иметь методики оперативного расчета необходимых физических характеристик ЭСА в реальных условиях облучения как для сопровождения эксплуатации ЭСА, так и для безопасного послереакторного обращения с ЭСА и нарабатывающими элементами. Испытания ЭСА проводились в два этапа.

На первом этапе в реактор БН-600 устанавливались 2 ЭСА для отработки технологии обращения с ЭСА и выделения аргона-37, на втором (через одну микрокампанию (МК)) – в реактор устанавливались 19 ЭСА для получения прототипа источника нейтрино активностью не менее 400 кКи.

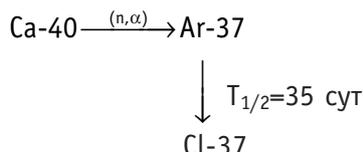
© В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков, И.А. Чернов, 2009

**ПЕРВЫЙ ЭТАП ИСПЫТАНИЙ ЭСА**

Расчеты по моделированию облучения ЭСА велись на базе расчетов загрузки реактора в 44 микрокампании в комплексе программ ГЕФЕСТ [1].

Для прогноза количества наработанного радионуклида в реальных условиях облучения создана методика расчетного моделирования процесса накопления аргона-37 в активной зоне.

Схема образования Ar-37 из Ca-40 (96,94% – содержание в природной смеси изотопов):



Для расчета изменения концентраций изотопов интересующих нас радионуклидов был использован рекуррентный метод решения систем уравнений [2].

Для тестирования созданной методики был проведен расчет накопления аргона-37 для ЭСА, облучаемой в течение 160 суток на номинальной мощности в ячейке 25-13. Плотность потока нейтронов определена прямым нейтронно-физическим расчетом в комплексе ГЕФЕСТ заменой ТВС БЗВ на ЭСА в выбранной ячейке. Результаты расчетов активности аргона-37 хорошо совпали с приведенными в проекте данными [3] – 40,5 и 42 кКи соответственно.

На результирующее значение полной активности наработанного аргона-37 влияют отклонения от проектного режима облучения: изменение длительности МК, возможная работа при отключенной петле, БАЗ или др. Во время облучения ЭСА в 44 МК на блоке произошло два отключения петли. Результаты расчетов активности аргона-37 в ЭСА с учетом реальных условий облучения представлены в табл. 1. Отключения петли происходили примерно в середине МК и поэтому не привели к существенному снижению наработанной активности аргона. Расчеты показали, что при том же ресурсе облучения ЭСА (159,4 эфф.сут), но без отключений петли наработка аргона-37 была бы на ~ 1,5% больше.

Для оценки влияния различных режимов облучения на величину активности аргона-37 были проведены дополнительные сравнительные расчеты. Результаты расчетов представлены в табл.2.

Таблица 1

**Основные параметры облучения и результаты численного моделирования наработки аргона-37 в ЭСА при облучении в 44 микрокампанию в реакторе БН600**

Сборка	ЭСА-01	ЭСА-02
Ячейка реактора	09-21	25-13
Длительность облучения, эфф.сут	159,4	159,4
Максимальная плотность потока нейтронов с $E > 0.2$ МэВ, $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ :		
на начало микрокампании	$1,155 \cdot 10^{15}$	$1,169 \cdot 10^{15}$
на конец микрокампании	$1,145 \cdot 10^{15}$	$1,158 \cdot 10^{15}$
Максимальная плотность потока нейтронов с $E < 0.2$ МэВ, $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ :		
на начало микрокампании	$1,768 \cdot 10^{15}$	$1,778 \cdot 10^{15}$
на конец микрокампании	$1,797 \cdot 10^{15}$	$1,807 \cdot 10^{15}$
Расчетная активность аргона-37 на конец облучения (14.04.03 г.), кКи	39,3	39,6

Таблица 2

**Результаты численного моделирования накопления  $^{37}\text{Ar}$  при разных режимах облучения ЭСА в ячейке 25-13 реактора БН-600**

№/п	Режим облучения	Полная активность $^{37}\text{Ar}$ в сборке, кКи (%)
1.	160 сут при $N=100\%N_{\text{ном}}$	40,5 (100%)
2.	30 сут при $N=70\%N_{\text{ном}}$ , 130 сут при $N=100\%N_{\text{ном}}$	40,0 (99%)
3.	130 сут при $N=100\%N_{\text{ном}}$ , 30 сут при $N=70\%N_{\text{ном}}$	34 (84%)
4.	150 сут при $N=100\%N_{\text{ном}}$	40,1 (99%)
5.	140 сут при $N=100\%N_{\text{ном}}$	39,6 (98%)
6.	170 сут при $N=100\%N_{\text{ном}}$	40,8 (101%)
7.	240 сут при $N=100\%N_{\text{ном}}$	41,8(103%)

Примечание:  $N_{\text{ном}}$  - номинальная мощность реактора БН-600.

Из табл.2 видно, что при проектной продолжительности микрокампании 160 эфф.сут и изменении длительности микрокампании на 10 эфф.сут активность аргона-37 меняется на ~1%. Изменение длительности микрокампании до 240 эфф. сут приводит к увеличению активности только на ~3%.

Существенное влияние на активность аргона-37 могут оказать такие события как отключение петли или БАЗ, если они произойдут в конце периода облучения. Так работа в течение 1 месяца при отключенной петле в конце облучения ЭСА приводит к потере ~15% активности целевого радионуклида.

Проведенные позже исследования показали, что измеренная активность  $^{37}\text{Ar}$ , выделенного из двух облучавшихся в БН-600 в 44 микрокампании ЭСА, оказалась меньше расчетной. Разные методы измерения показали различные результаты. По результатам калориметрического метода измерения активность составила ~ 85%, объемметрического метода ~ 89%, а метода изотопного разбавления ~ 92% от расчетной активности. Отличие расчетной и измеренных активностей обусловлено не только погрешностями расчетов и измерений, но и неизбежной потерей части аргона при выделении из нарабатывающих элементов (НЭЛ). Впоследствии это учитывалось при прогнозных расчетах активности аргона-37 на втором этапе испытаний ЭСА.

После выгрузки и отмывки две ЭСА были переданы в защитную камеру блока № 3, где сборки были разделаны и из них извлечены НЭЛ. Для НЭЛ были измерены мощности экспозиционной дозы, а для НЭЛ из ЭСА-02 были так же проведены гамма-спектрометрические исследования. В спектре  $\gamma$ -излучения были идентифицированы следующие линии (в скобках приведены соответствующие им радионуклиды):

- 320 кэВ ( $^{51}\text{Cr}$ );
- 511 кэВ (аннигиляционная линия);
- 811 кэВ ( $^{58}\text{Co}$ );
- 835 кэВ ( $^{54}\text{Mn}$ );
- 1100 кэВ ( $^{59}\text{Fe}$ );

- 1174 кэВ ( $^{60}\text{Co}$ );
- 1292 кэВ ( $^{59}\text{Fe} + ^{41}\text{Ar}$ );
- 1333 кэВ ( $^{60}\text{Co}$ ).

Для этих линий были определены интегральные интенсивности пиков полного поглощения. В первом приближении можно считать, что измеренная мощность экспозиционной дозы полностью определяется линейным однородным источником из приведенных выше радионуклидов. Учитывая вышесказанное и то, что эффективность полупроводникового детектора обратно пропорциональна энергии  $\gamma$ -кванта, были получены оценки активностей основных  $\gamma$ -излучателей НЭЛ из ЭСА-02 на 19.04.2003:

- $^{51}\text{C}$  – 1313 Ки;
- $^{58}\text{Co}$  – 1511 Ки;
- $^{54}\text{Mn}$  – 257 Ки;
- $^{59}\text{Fe}$  – 51,6 Ки;
- $^{60}\text{Co}$  – 23,1 Ки;
- $^{41}\text{Ar}$  – 4,8 Ки.

По данным результатам можно отметить следующее:

- радиационная обстановка при операциях с НЭЛ в основном обусловлена продуктами активации стальной оболочки (исключение –  $^{41}\text{Ar}$ );
- получены оценки эффективной активности радионуклидов (без учета самопоглощения в НЭЛ); при этом полная эффективная активность НЭЛ составила  $1,17 \cdot 10^{14}$  Бк, что несколько ниже приведенной в проекте полной расчетной активности ( $3,2 \cdot 10^{14}$  Бк);
- оценки активности  $^{60}\text{Co}$ , проведенные по двум линиям гамма-спектра, отличались всего на 2,2%. В качестве окончательного результата использована средняя величина.

## ВТОРОЙ ЭТАП ИСПЫТАНИЙ ЭСА

Загрузка активной зоны реактора БН600 в 46 микрокампанию отличалась от загрузки в 44 микрокампанию. В первую очередь, в боковой зоне воспроизводства вместо шести экспериментальных облучательных устройств для наработки  $^{60}\text{Co}$  (ЭОУ), вносящих большое возмущение в нейтронное поле, осталось 3 ЭОУ.

Расчеты по моделированию облучения 19-ти ЭСА проводились на базе расчетов различных загрузок реактора в 46 микрокампанию в коде ГЕФЕСТ. Загрузка калория в каждом из нарабатываемых элементов 19-ти ЭСА принята равной 12 кг, длительность 46 микрокампании – 160 эфф.сут.

В первом варианте расчетов ЭСА размещались в ячейки первого ряда БЗВ, освобождаемые при выгрузке отработавших ресурс ТВС. Результаты расчетов активности  $^{37}\text{Ar}$  приведены в табл. 3. Очевидно, что при таком размещении ЭСА в активной зоне реактора БН600 необходимое количество целевого радионуклида не могло быть наработано.

Во втором варианте расчетов ЭСА размещались в ячейки первого ряда БЗВ, рекомендованные ФЭИ для максимальной наработки аргона-37 (см. табл.3). Из результатов расчетов видно, что этот вариант размещения ЭСА обеспечивал необходимую наработку аргона-37 даже с учетом прогноза, основанного на результатах калориметрических измерений активности.

Третий (окончательный) вариант размещения 19-ти ЭСА был выбран с учетом перестановок ЭОУ и из условия максимальной плотности потока нейтронов в месте размещения ЭСА при минимуме перегрузочных операций (перестановок в активной зоне). Результаты расчетов представлены в табл. 3. Из данных, приведенных в табл. 3, видно, что для этого варианта расчетная активность аргона-37 мень-

Таблица 3

**Расчетная активность аргона-37 при различных вариантах установки ЭСА в БЗВ реактора БН-600**

№№ варианта	Ячейки размещения ЭСА	Активность <sup>37</sup> Ar, кКи			
		без поправки	с поправкой на измерения (*)		
			1	2	3
1.	28-18, 16-06, 28-27, 06-07, 18-28, 07-18, 20-08, 29-20, 04-09, 08-05, 26-29, 09-22, 05-14, 14-26, 25-12, 22-30, 12-04, 30-25, 12-25	622,8	528,9	556,5	573,8
2.	25-13, 18-07, 16-27, 09-21, 07-06, 28-27, 28-18, 18-28, 29-25, 21-29, 09-05, 05-13, 21-09, 13-25, 25-29, 06-07, 16-06, 13-05, 27-16	739,8	628,2	661,0	681,6
3.	21-09, 27-16, 28-18, 16-06, 29-21, 13-05, 29-25, 09-05, 28-27, 07-06, 06-07, 25-29, 05-09, 21-29, 05-13, 18-28, 16-27, 07-18, 13-25	735,7	624,8	657,4	677,9
4.	Те же, что в варианте 3, реальный режим облучения	710,0	602,9	634,4	654,2

(\* – 1 – калориметрические измерения  
2 – объемометрические измерения  
3 – измерения методом изотопного разбавления

ше на ~0,5%, чем для варианта, рекомендованного ФЭИ, что также обеспечивало необходимую наработку аргона-37.

После окончания облучения 19 ЭСА был проведен уточненный расчет активности аргона-37 с учетом реального режима облучения. Во время 46 микрокампании было два снижения мощности, связанные с отключением петли. Это привело к потере ~ 3,5% активности целевого нуклида, но задача наработки 600 кКи была выполнена. Результаты расчета приведены в табл. 3.

В пересчете на 30.04.2004 (дата отправки изготовленного источника нейтрино в ИЯИ РАН) с поправкой на калориметрические измерения активность источника по расчетам должна была составлять 430,7 кКи. Калориметрические измерения, проведенные в ИРМ и Баксанской нейтринной обсерватории ИЯИ РАН при пересчете на 30.04.2004, показали несколько меньшие величины (405 и 427 кКи соответственно) [4].

В заключение можно отметить, что цель работы – изготовление источника нейтрино на основе аргона-37 активностью 400 кКи – была, безусловно, выполнена.

**Литература**

1. Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. Аннотация комплекса программ ГЕФЕСТ//ВАНТ. Сер. «Физика ядерных реакторов». – М.: РНЦКИ, 1994. – Вып. 4. – С. 36-43.
2. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
3. Сборка экспериментальная для наработки аргона-37/Пояснительная записка. РНАТ.506249.009 ПЗ. ОКБМ.
4. Abdurashitov J.N., Gavrin V.N., Girin S.V. et al. Measurement of the response of a Ga solar neutrino experiment to neutrinos from a <sup>37</sup>Ar source//Physical Review C. – 2006. – V. 73. – P. 045805-1 to 045805-12.

Поступила в редакцию 30.03.2009

## ДОПОЛНИТЕЛЬНЫЙ МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОГНОЗНОГО ПОЛОЖЕНИЯ КОМПЕНСИРУЮЩИХ РАБОЧИХ ОРГАНОВ РЕАКТОРА БН-600 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС В КРИТИЧЕСКОМ СОСТОЯНИИ

**В.А. Желтышев, А.А. Лыжин, В.А. Шаманский**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Почти за 30-летнюю историю эксплуатации реактора БН-600 Белоярской АЭС отработан комплекс расчетных и экспериментальных мер по контролю за нейтронно-физическими характеристиками активной зоны реактора. Тем не менее, расширение приемлемых методов контроля за нейтронно-физическими характеристиками, безусловно, является важной задачей для обеспечения надежной и безопасной эксплуатации реактора БН-600.

В настоящей работе приведено обоснование дополнительного метода определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии после проведения перегрузки составных частей активной зоны на основе экспериментальных данных за период с 39 по 56 МК.

Указанный метод позволяет совместно с существующим методом надежно определять положение РО КС1-18 в критическом состоянии, повысить безопасность и экономичность эксплуатации реактора БН-600.

**Ключевые слова:** критическое состояние, нейтронно-физические характеристики, подкритичность, положение, прогноз, рабочий орган, реактивность.

**Key words:** criticality, neutron characteristics, subcriticality, position, anticipation, control rod, reactivity.

### ВВЕДЕНИЕ

В соответствии с технологическим регламентом (ТР) [1] перед выводом реактора БН-600 в критическое состояние рабочие органы аварийной защиты (РО АЗ) извлекаются в верхнее рабочее положение. Центральный компенсирующий рабочий орган (РО КСЦ) извлекается на верхний концевик (ВК), а регулирующие (РО РС) – в положение 450 мм по указателю положения (УП). Далее вывод реактора в критическое состояние производится перемещением РО КС1-18.

Определение положения рабочих органов РО КС1-18 в критическом состоянии после проведения перегрузки составных частей активной зоны является важной задачей при обеспечении безопасной и экономичной работы реактора БН-600.

Прогнозное положение РО КС1-18 в критическом состоянии определяется с использованием расчетной программы ГЕФЕСТ [2] в соответствии с алгоритмами методики [3]. Опыт эксплуатации расчетной программы ГЕФЕСТ по определению прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии в период с 29 по 56 микрокампанию (МК) показывает, что отличие прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии от фактического положения РО КС1-18 не превышает значения, регламентируемого ТР (40 мм). Тем не менее, разработка дополнительного, не зависящего от расчетной программы ГЕФЕСТ, метода определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии после проведения перегрузки составных частей активной зоны является важной задачей для эксплуатации. В случае отличия прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии от фактического более 40 мм ТР требуется проведение расследования причин такого отличия, что может привести к задержке пуска блока и нарушению графика диспетчерской нагрузки. Уменьшение погрешности прогноза положения РО КС1-18 в критическом состоянии снижает уровень ожидания оперативным персоналом критического состояния.

В рамках выполнения работ по аттестации расчетных программ (ТРИГЕКС, ГЕФЕСТ, JARFR) ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» выпустил отчет [4], в котором рекомендовал изменения в методику определения нейтронно-физических характеристик (НФХ) реактора БН-600 [5]. Для проверки приемлемости этих рекомендаций на Белоярской АЭС была проведена работа [6], в которой представлены результаты анализа измеренных значений НФХ реактора БН-600 в период с 39 по 56 МК, в том числе и результаты сравнения измеренных значений НФХ с расчетными значениями НФХ. Проведенный анализ показал, что отличие измеренных значений НФХ от расчетных в случае использования рекомендаций отчета [4] уменьшается по сравнению с соответствующими отличиями в случае использования существующей редакции методики [5]. Это обстоятельство и послужило отправной точкой для проверки возможности разработки дополнительного метода определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии с приемлемой погрешностью.

### **РАЗРАБОТКА ДОПОЛНИТЕЛЬНОГО МЕТОДА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОГНОЗНОГО ПОЛОЖЕНИЯ РО КС1-18 В КРИТИЧЕСКОМ СОСТОЯНИИ**

Для получения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии необходимо получение прогнозной эффективности систем РО КС1-18, РО РС и прогнозного максимального запаса реактивности. Эффективность системы РО РС прогнозируется достаточно просто по результатам текущей их эксплуатации, и отличие прогнозной их эффективности от измеренной не вносит существенного вклада в погрешность прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии.

#### **Определение прогнозной эффективности системы РО КС1-18**

Для определения прогнозной эффективности системы РО КС1-18 были использованы измеренные эффективности системы РО КС1-18 ( $\rho_{КС1-18}$ ) в период с начала 39 МК по начало 56 МК, паспортные массы бора-10 в РО КС1-18 ( $m$ ) и средние наработки эффективных суток РО КС1-18 ( $T_{cp}$ ).

В соответствии с этими данными были получены зависимости прогнозной эффективности системы РО КС1-18 от средней наработки эффективных суток и паспортной массы бора-10. Поскольку за указанный период в реакторе эксплуатировались РО КС двух конструкций (сборки 1161В и 2635), то зависимости были по-

лучены отдельно для каждой сборки. При получении вида зависимости прогнозной эффективности системы РО КС1-18 оценивалась также и стандартная погрешность модели (СКО). Полученные уравнения зависимости прогнозной эффективности системы РО КС1-18 и значения СКО приведены в табл. 1.

Таблица 1

**Уравнения зависимости прогнозной эффективности системы РО КС**

Система	Сборка	Уравнение	СКО, %dk/k
КС1-18	1161В	$\rho_{\text{КС1-18}} = -0,00188 \cdot T_{\text{cp}} + 0,5482 \cdot m$	0,104
	2635	$\rho_{\text{КС1-18}} = -0,00219 \cdot T_{\text{cp}} + 0,4840 \cdot m$	0,041
КС1-18,Ц	1161В	$\rho_{\text{КС1-18,Ц}} = -0,00177 \cdot T_{\text{cp}} + 0,5503 \cdot m$	0,120
	2635	$\rho_{\text{КС1-18,Ц}} = -0,00210 \cdot T_{\text{cp}} + 0,4859 \cdot m$	0,042

Аналогичным образом были получены уравнения зависимости прогнозной эффективности системы РО КС1-18,Ц, которые также приведены в табл. 1.

Для системы РО КС1-18 существующей сборки 2635 погрешность прогноза (модели) не превышает 0,11 %dk/k для вероятности 0,99. Это хороший результат с учетом того факта, что в указанной погрешности имеются составляющие за счет погрешности эффективной доли запаздывающих нейтронов и погрешности паспортной массы бора-10 за счет технологических допусков по загрузке поглотителя бора-10 при изготовлении РО КС. Кроме того, в период с 50 по 56 МК в реакторе БН-600 эксплуатировались различные опытные составные части активной зоны и были проведены мероприятия по продлению ресурса РО КС. В начале 54 МК в реактор БН-600 загружены два опытных РО КС сборки 2635 с повышенной плотностью карбида бора. В начале 50 МК и 51 МК РО КС сборки 2635 еще не вышли на стационарный режим перегрузок и перед началом 50 МК были осуществлены их перестановки в реакторе для реализации дальнейшей равномерно-частичной перегрузки.

Для РО КС сборки 1161В значения разброса оказалась несколько выше, поэтому был проведен анализ причин повышенного разброса. Анализ показал, что можно уменьшить значения СКО за счет усложнения модели как для РО КС сборки 1161В, так и для РО КС сборки 2635. Усложнение модели происходило, в первую очередь, за счет изменения расчета средней наработки эффективных суток РО КС. Немаловажное значение для системы РО КС1-18,Ц имеет учет положения РО КСЦ при эксплуатации. Если учесть предысторию эксплуатации остальных РО КС1-18, а именно, их начальное положение в горячем состоянии в предыдущих МК, то СКО также снижается. В частности, для системы РО КС1-18 сборки 2635, у которых назначенный ресурс составляет четыре МК, учет положения РО КС в предыдущих МК снижает СКО до 0,028 % dk/k. Кроме того, для системы РО КС1-18 сборки 1161В ряд измеренных эффективностей может быть отбракован из-за существенных отличий, касающихся методической части измерения. Определение эффективности одиночных РО КС было проведено в режиме «off-line», т.е. имеющиеся файлы с записанными токами камеры КНК-15-1 были обработаны ныне существующей программой и по существующей методике. Так в конце 42-2 МК измеренные эффективности одиночных РО КС были определены с использованием параметров запаздывающих

нейтронов на конец МК (160 эфф.сут), тогда как истинная наработка составляла 240 эфф.сут. С учетом предыстории эксплуатации РО КС сборки 1161В в предыдущих МК и отбраковки ряда МК значение СКО может быть снижено до 0,082 %  $dk/k$ , что дает соответствующее снижение погрешности определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии на 5 мм.

Тем не менее, для удобства дальнейшего использования на практике нижеприведенные прогнозные положения РО КС1-18 в критическом состоянии получены с использованием упрощенных уравнений, приведенных в табл. 1.

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОГНОЗНОГО МАКСИМАЛЬНОГО ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ

Прогнозный максимальный запас реактивности на следующую МК определялся как сумма измеренного запаса реактивности в конце предыдущей МК и изменения запаса реактивности за счет перегрузки составных частей активной зоны.

Изменение запаса реактивности за счет перегрузки составных частей активной зоны определялось в соответствии с коэффициентами для каждой зоны реактора (отчет [7]). Влияние опытных составных частей активной зоны на запас реактивности принималось в соответствии с их техническими проектами. Прогнозный максимальный запас реактивности сравнивался с измеренным максимальным запасом. Результаты сравнения прогнозного максимального запаса реактивности (ЗР прог.) и измеренного максимального запаса реактивности, полученного по новой методике (ЗР н.м.), приведены в табл. 2. Для сравнения в табл. 2 приведены также соответствующие отличия для случая измерения запасов реактивности в начале и конце МК по существующей методике (ЗР ст.м.).

Проведенный анализ отличий в табл. 2 показал, что имеется корреляционная зависимость [8] между отличием прогнозного максимального запаса реактивности от измеренного максимального запаса реактивности и изменением запаса реактивности за счет перегрузок тепловыделяющих сборок (ТВС) наружного экрана (НЭ). Для иллюстрации эта зависимость приведена на рис. 1.

Зависимость между отличием прогнозного максимального запаса реактивности от измеренного и изменением запаса реактивности при перегрузке ТВС НЭ объясняется тем, что коэффициенты для ТВС НЭ, рекомендованные в отчете [7], получены

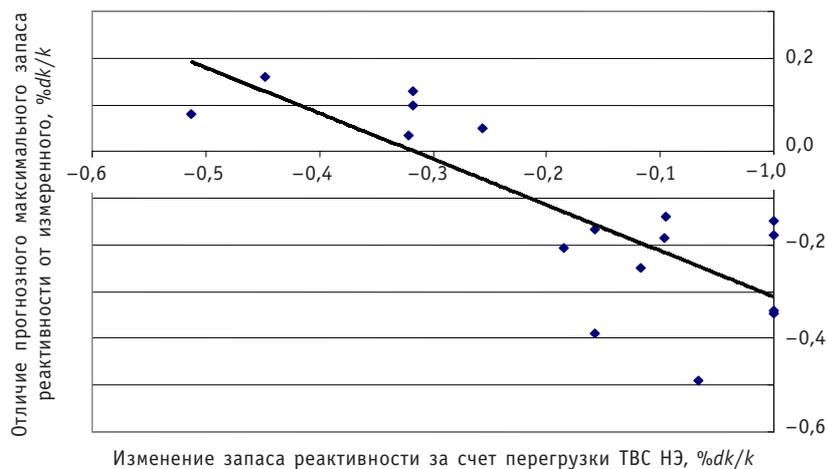


Рис. 1. Зависимость отличия прогнозного максимального запаса реактивности от измеренного за счет перегрузки ТВС НЭ

Таблица 2

**Отличия максимальных запасов реактивности, % dk/k**

№ МК	ЗР ст.м.–ЗР прог.	ЗР н.м.–ЗР прог.	ЗР н.м.–ЗР прог. поп.
н40	0,187	0,098	0,097
н41	-0,106	-0,348	-0,037
н42-1	0,245	0,036	0,031
н43	0,288	0,080	-0,113
н44	-0,188	-0,340	-0,029
н45	0,039	-0,179	0,132
н46	0,040	-0,186	0,030
н47	-0,088	-0,150	0,161
н48	0,312	0,159	0,030
н49	0,252	0,050	0,110
н50	0,044	-0,206	-0,077
н51	-0,003	-0,166	-0,009
н52	0,043	-0,139	0,078
н53	0,247	0,130	0,128
н54	-0,300	-0,490	-0,245
н55	-0,350	-0,390	-0,234
н56	-0,180	-0,250	-0,054
Среднее	0,029	-0,135	0,000
СКО	0,208	0,197	0,120
Макс	0,312	0,159	0,161
Мин	-0,350	-0,490	-0,245
Пог(0,99)	0,54	0,51	0,31
	01М2 (50-56)	01М2 (50-56)	01М2 (50-56)
Среднее	-0,071	-0,216	-0,059
СКО	0,214	0,198	0,143
Макс	0,247	0,130	0,128
Мин	-0,350	-0,490	-0,245
	01М1 (40-49)	01М1 (40-49)	01М1 (40-49)
Среднее	0,098	-0,078	0,041
СКО	0,182	0,186	0,085
Макс	0,312	0,159	0,161
Мин	-0,188	-0,348	-0,113

ны с дополнительной систематической погрешностью. Подтверждающие этот вывод результаты были получены при проведении гамма-сканирования, когда измененное энерговыделение в ТВС НЭ отличалось от расчетного [9]. Это отличие незначительно и не снижает безопасность эксплуатации ТВС НЭ, но суммарный вклад неопределенности коэффициентов в неопределенность изменения запаса реактив-

ности, особенно при перегрузке значительного количества ТВС НЭ, оказывается существенным.

С учетом выявленной зависимости в прогнозное значение максимального запаса реактивности (ЗР прог. поп.) была введена поправка и получены повторно отличия прогнозного максимального запаса реактивности от измеренного с учетом поправки. Результаты сравнения и статистические характеристики этих отличий приведены в табл. 2.

Из данных таблицы следуют важные выводы. Наблюдается систематическое (но не значимое) отличие между активными зонами 01М1 и 01М2, что подтверждает возможность использования коэффициентов активной зоны 01М1 для активной зоны 01М2. Отличие, равное 0,100 %dk/k, в пересчете в положение системы РО КС1-18 не превышает 12 мм.

Второй (и главный) вывод заключается в том, что введение соответствующих поправок к прогнозному максимальному запасу реактивности приводит к уменьшению среднеквадратического отклонения отличия практически в два раза. Соответственно, погрешность прогнозного максимального запаса реактивности снижается с 0,51 %dk/k до 0,31 %dk/k для доверительной вероятности 0,99.

### **ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОГНОЗНОГО ПОЛОЖЕНИЯ РО КС1-18 В КРИТИЧЕСКОМ СОСТОЯНИИ**

Прогнозное положение РО КС1-18 в критическом состоянии определялось исходя из прогнозного максимального запаса реактивности с поправкой на перегрузку ТВС НЭ, прогнозной эффективности системы РО КС1-18, измеренных эффективностей системы РО РС и интегральных характеристик системы РО КС1-18, РО РС, приведенных в методике [3]. Прогнозное положение РО КС1-18 в критическом состоянии ( $H_{кр}^{прог2}$ ) соответствовало значению интегральной характеристики системы РО КС методике [3].

Результаты сравнения прогнозных положений РО КС1-18 в критическом состоянии с фактическими положениями РО КС1-18 ( $H_{кр}^{факт}$ ) приведены в табл. 3. В таблице даны для сравнения прогнозные положения РО КС1-18 ( $H_{кр}^{прог}$ ), полученные по расчетной программе ГЕФЕСТ, и их отличие от фактических положений. Приведены также и статистические характеристики отличий.

Из данных таблицы следует, что с вероятностью 0,99 прогнозное положение РО КС1-18 по предлагаемому дополнительному методу не будет отличаться от фактического положения РО КС1-18 на величину более 45 мм. При снижении уровня доверия до 0,98 погрешность метода снижается до 40 мм.

Большая часть в СКО отличия фактического положения РО КС1-18 от прогнозного положения РО КС1-18 объясняется систематическим отличием прогнозного максимального запаса реактивности для активной зоны 01М2 от прогнозного максимального запаса реактивности для активной зоны 01М2 (0,100 %dk/k). По мере накопления опыта эксплуатации активной зоны 01М2 это систематическое отличие можно будет учесть. Такой учет позволит, соответственно, снизить погрешность прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии до 36 мм (приведена в табл. 3 в скобках) и не превышать значения, требуемого ТР.

### **ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОГНОЗНОЙ ПОДКРИТИЧНОСТИ ПРИ ВЗВЕДЕННЫХ РО АЗ**

Кроме определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии указанные выше алгоритмы получения прогнозных нейтронно-физических характеристик позволяют оценить и прогнозную подкритичность при взведенных

Таблица 3

**Сравнение фактических и прогнозных положений РО КС1-18 в критическом состоянии**

№ МК	$H_{кр}^{факт}$ , мм	$H_{кр}^{прог}$ , мм	$H_{кр}^{факт} - H_{кр}^{прог}$ , мм	$H_{кр}^{прог2}$ , мм	$H_{кр}^{факт} - H_{кр}^{прог2}$ , мм
н40	192	179	13	191	1
н41	153	134	19	166	-13
н42-1	184	167	17	210	-26
н43	241	206	35	238	3
н44	244	229	15	252	-8
н45	199	187	12	212	-13
н46	184	172	12	179	5
н47	306	308	-2	344	-38
н48	279	281	-2	275	4
н49	273	272	1	275	-2
н50	233	214	19	218 (229)	15 (4)
н51	247	226	21	232 (243)	15 (4)
н52	200	172	28	203 (214)	-3 (-14)
н53	231	204	27	230 (241)	1 (-10)
н54	209	184	25	183 (194)	26 (15)
н55	292	252	40	260 (273)	32 (19)
н56	267	228	39	258 (270)	9 (-3)
		Среднее	18	Среднее	0 (-4)
		СКО	13	СКО	17 (14)
		Макс	40	Макс	32 (19)
		Мин	-2	Мин	-38 (-38)
		Пог (0,99)	32	Пог (0,99)	45 (36)

РО АЗ. Такая оценка прогнозной подкритичности при взведенных РО АЗ полезна при сопровождении эксплуатации реактора. Она может быть использована для случая частичной (неполной) перегрузки реактора, которая достаточно часто используется при проведении планово-предупредительных работ (ППР) или при оценке влияния на запас реактивности опытных составных частей активной зоны. Значения прогнозной подкритичности при взведенных РО АЗ ( $P_{прог}$ ) и сравнение ее с измеренной подкритичностью при взведенных РО АЗ ( $P_{изм}$ ) приведены в табл. 4.

Из данных таблицы с учетом погрешности измеренной подкритичности при взведенных РО АЗ была получена погрешность прогнозной подкритичности при взведенных РО АЗ. Для вероятности 0,99 она составила 0,39 %dk/k. Для сравнения погрешность расчетной по ГЕФЕСТ подкритичности при взведенных РО АЗ составляет 0,31 %dk/k для той же вероятности. Таким образом, предлагаемый метод с небольшой потерей точности позволяет получать прогнозную подкритичность при взведенных РО АЗ. Оперативность предлагаемого метода существенно выше при проведении оценки подкритичности после неполной (частичной) перегрузки составных частей активной зоны.

Таблица 4

**Измеренные и прогнозные подкритичности при взведенных РО АЗ, %dk/k**

№ МК	П <sub>прог</sub>	П <sub>изм</sub>	П <sub>прог</sub> - П <sub>изм</sub>
н40	1,685	1,666	0,019
н41	1,366	1,279	0,087
н42-1	1,804	1,505	0,299
н43	2,023	2,067	-0,044
н44	2,185	2,147	0,038
н45	1,766	1,631	0,135
н46	1,463	1,472	-0,009
н47	2,964	2,805	0,159
н48	2,288	2,391	-0,103
н49	2,252	2,300	-0,048
н50	1,748	1,820	-0,072
н51	1,873	1,923	-0,050
н52	1,634	1,513	0,121
н53	1,850	1,743	0,107
н54	1,435	1,620	-0,185
н55	2,132	2,410	-0,278
н56	2,136	2,110	0,026
Среднее			0,012
СКО			0,137
Макс			0,299
Мин			-0,278
Пог(0,99)			0,353

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Предлагаемые методы получения прогнозных нейтронно-физических характеристик просты при реализации и не требуют использования расчетных программ. Их использование позволяет уменьшить влияние человеческого фактора при определении нейтронно-физических характеристик и тем самым повысить безопасность и экономичность эксплуатации реактора БН-600.

Погрешность прогнозного максимального запаса реактивности за счет выявленной зависимости ее от величины перегрузки ТВС НЭ и учета этой зависимости снижается практически в два раза.

Погрешность метода определения прогнозного положения РО КС1-18 в критическом состоянии с вероятностью 0,98 позволяет не превышать величину, регламентируемую технологическим регламентом.

По результатам данной работы разработаны рекомендации по использованию предлагаемых методов получения прогнозных нейтронно-физических характеристик реактора БН-600 при практической работе при проведении измерений и подтверждении расчетных и проектных значений. Рекомендованы также изменения в эксплуатационно-техническую документацию.

**Авторы выражают благодарность заместителю директора ИЯРиЯЭ ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ Ю.С. Хомякову за ценные замечания при обсуждении материалов статьи.**

### **Литература**

1. Технологический регламент эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС, инв. № 02-41-157, Белоярская АЭС, 2008. – 105 с.
2. Комплекс программ ГЕФЕСТ с системой подготовки констант CONSYST и библиотекой БНАБ-93. Регистрационный номер паспорта аттестации ЛС № 216 от 19.09.2006. – 9 с.
3. Методика расчета запаса реактивности, положения рабочих органов СУЗ и подкритичности реактора БН-600. Инв. № 38-4/16-34 от 12.11.2007, Белоярская АЭС. – 25 с.
4. Отчет о НИР «Расчетный анализ экспериментов по измерению эффективности РО СУЗ, эффектов и запаса реактивности в реакторе БН-600 и оценка точности расчетов». Инв. № 11976, 2008, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», 77 с.
5. Методика определения нейтронно-физических характеристик на реакторе БН-600 Белоярской АЭС. № 38-3/8-1. Белоярская АЭС, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», ФГУП ОКБМ, 2004. – 40 с.
6. Техническая справка «Результаты измерений нейтронно-физических характеристик реакторной установки энергоблока № 3 Белоярской АЭС в период с 39 по 53 МК». № 38-3/4-1186 от 15.12.2008, Белоярская АЭС. – 30 с.
7. Методика расчета запаса реактивности реактора БН-600 на основе данных по эффективности ТВС. Научно-технический отчет по ОКР, ОКБМ, 1993. – 21 с.
8. *Новицкий П.В., Зограф И.А.* Оценка погрешностей результатов измерений. – 2 изд., перераб. и доп. – Л.: Энергоатомиздат, 1991. – 304 с.
9. Отчет о НИР «Контроль распределения энерговыделения в реакторе БН-600 до и после перехода на модернизированную активную зону 01М2». Инв. № 11529, ФГУП «ОКБМ», ОАО «ВНИИАЭС», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2005. – 150 с.

Поступила в редакцию 30.03.2009

## УЧЕТ МОЩНОСТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ ПРИ ОПРЕДЕЛЕНИИ ЭФФЕКТИВНОСТИ РО СУЗ РЕАКТОРА БН-600 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

**А.А. Иванов, С.Ю. Митрофанов**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье представлены результаты определения эффективности РО СУЗ с учетом мощностного эффекта реактивности (МЭР) на начало 56 МК и влияние МЭР на построение интегральной характеристики системы РО КС.

**Ключевые слова:** интегральная характеристика, измерение, реактивность, регулирующий орган, эффективность.

**Key words:** integral characteristic, measurement, reactivity, control rod, worth.

### ПРОВЕДЕНИЕ ИЗМЕРЕНИЙ

Проведение нейтронно-физических измерений по определению эффективности РО СУЗ реактора БН-600 Белоярской АЭС производится методом сброса стержня [1]. При этом производится разгон реактора с периодом удвоения уровня мощности не менее 60 с до  $\sim 1,0-1,1 \% N_{\text{ном}}$  после чего измеряемый РО СУЗ непрерывно перемещается от верхнего концевого выключателя (ВК) до нижнего концевого выключателя (НК), переводя реактор в подкритическое состояние.

Надкритичность реактора ( $\sim 0.05-0.1 \beta_{\text{эфф.}}$ ) при разгоне создается путем извлечения РО РС1,2 «из зоны», автоматические регуляторы мощности (АРМ) которых находятся в положении ДУ (дистанционное управление) [2]. При этом наблюдается изменение надкритичности реактора, которое регистрируется системой контроля реактивности на основе цифрового вычислителя реактивности (ЦВР-10) и ионизационной камеры КНК-15-1. Типичное изменение реактивности и мощности реактора БН-600 показано на рис. 1.

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ МКР И УЧЕТ ВЛИЯНИЯ МЭР НА ЭФФЕКТИВНОСТЬ РО СУЗ

Уменьшение реактивности на участке разгона реактора связано с мощностным эффектом реактивности, который по определению равен произведению мощностного коэффициента реактивности (МКР) на изменение мощности реактора.

Мощностной коэффициент реактивности определялся как тангенс угла наклона зависимости реактивность-ток камеры методом наименьших квадратов.

Результаты определения МКР и величины поправки в эффективность РО СУЗ приведены в табл. 1.

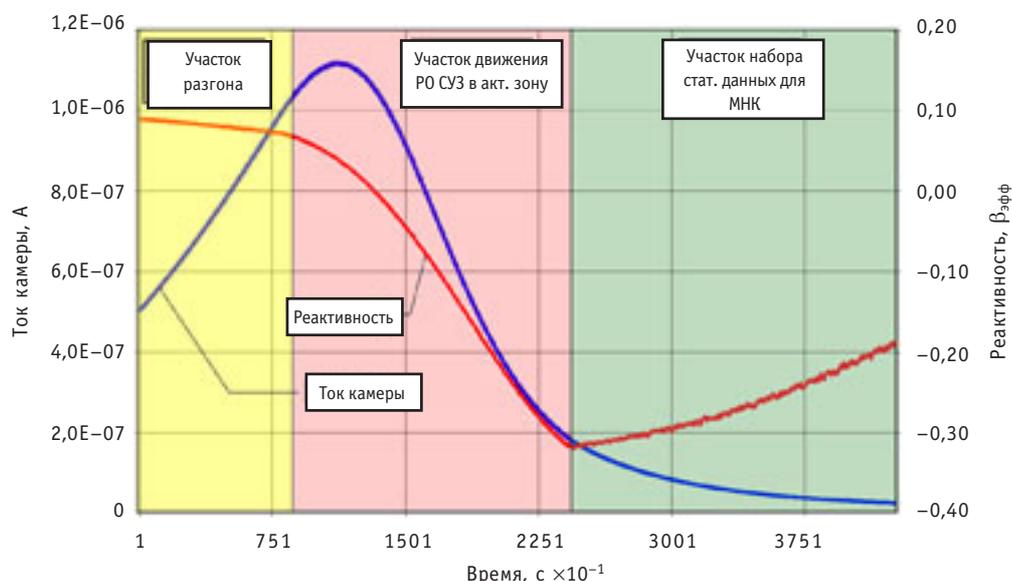


Рис. 1. Изменение мощности реактора (тока камеры) и реактивности ЦВР-10 при сбросе РО КС-14 в конце 51 МК

Из табл. 1 следует, что учет поправки на мощностной эффект реактивности приводит к увеличению эффективности системы РО КС1-18,Ц в среднем на 5%, системы РО РС1,2 – на 6,5%, системы РО А31-5,П – на 2,4%. Общее увеличение эффективности системы РО СУЗ составило ~ 58,5 центов.

Следует отметить, что при определении эффективности РО СУЗ с поправкой на МЭР и при построении интегральной характеристики необходимо учитывать пространственные эффекты, т.е. вводить поправку еще и на эффективность детектора [3].

Учет поправки на мощностной эффект реактивности при построении интегральной характеристики системы РО КС1-18,Ц показан на рис. 2.

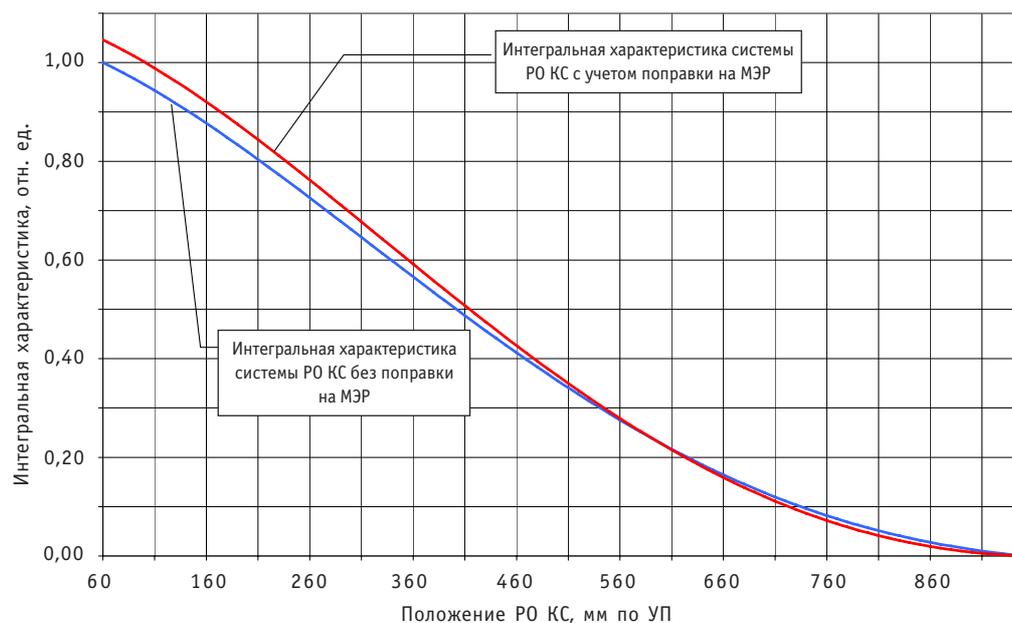


Рис. 2. Интегральные характеристики системы РО КС на начало 56 МК

Таблица 1

**Результаты определения мощностного коэффициента реактивности РО СУЗ и отличие в эффективностях стержней СУЗ**

Стержень СУЗ	Мощностной коэффициент реактивности, цент/А	Отличие в эффективности стержня, цент	Отличие в эффективности стержня, %
КС-1	-2,567E+06	2,537	4,9
КС-2	-2,641E+06	2,630	5,0
КС-3	-2,689E+06	2,690	4,9
КС-4	-2,414E+06	2,434	4,4
КС-5	-2,595E+06	2,667	4,6
КС-6	-2,628E+06	2,620	5,0
КС-7	-2,406E+06	2,338	4,8
КС-8	-2,595E+06	2,434	5,4
КС-9	-2,556E+06	2,370	4,6
КС-10	-2,854E+06	2,797	5,5
КС-11	-2,748E+06	2,623	5,1
КС-12	-2,709E+06	2,341	5,7
КС-13	-2,911E+06	2,631	5,7
КС-14	-2,671E+06	2,286	5,5
КС-15	-2,476E+06	2,116	5,1
КС-16	-2,562E+06	2,078	5,2
КС-17	-2,473E+06	2,336	4,4
КС-18	-2,513E+06	2,314	4,5
КС-Ц	-2,792E+06	2,311	3,8
РС-1	-2,697E+06	1,649	6,8
РС-2	-2,555E+06	1,748	6,2
АЗ-1	-2,667E+06	1,461	2,2
АЗ-2	-2,756E+06	1,596	2,3
АЗ-3	-2,760E+06	1,574	2,3
АЗ-4	-2,711E+06	1,513	2,3
АЗ-5	-2,589E+06	1,324	2,2
АЗ-П	-2,682E+06	0,985	3,0

При построении интегральной характеристики системы РО КС с учетом поправки на мощностной эффект реактивности учитывалось, что эффективность системы РО КС при учете МЭР больше в среднем на 5%, чем без учета МЭР.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

1. Учет поправки на мощностной эффект реактивности приводит к увеличению эффективности РО СУЗ в среднем на ~ 2,2 цента.

2. При построении интегральных характеристик систем РО КС и РО РС необходимо учитывать мощностной эффект реактивности, т.к. это приводит к изменению запаса реактивности до 0,2%  $dk/k$ .

### **Литература**

1. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы физики реакторов. – М.: Энергоатомиздат. – 1984.

2. Инструкция по эксплуатации аппаратуры каналов контроля реактивности и проведению физических измерений на реакторе БН-600 блока № 3 Белоярской АЭС. 2008.

3. Шокодъко А.Г. Строгое уравнение кинетики ядерного реактора // Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Физика и техника ядерных реакторов». – 1988. – Вып. 4.

Поступила в редакцию 30.03.2009

# ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИМПУЛЬСНОГО КАНАЛА КОНТРОЛЯ РЕАКТИВНОСТИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ИЗМЕРЕНИЙ НА РЕАКТОРЕ БН-600 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

**А.А. Иванов, С.Ю. Митрофанов**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье представлены процедура введения поправки на мертвое время для проведения нейтронно-физических измерений и результаты определения эффективности РО СУЗ с использованием импульсного канала контроля реактивности.

**Ключевые слова:** импульсный канал, контроль, мертвое время, нейтронно-физические измерения, регулирующий орган, эффективность.

**Key words:** pulse circuit, monitoring, dead time, neutron measurements, control rod, worth.

## **ВВЕДЕНИЕ**

В настоящее время на реакторе БН-600 Белоярской АЭС для проведения нейтронно-физических измерений эксплуатируется система контроля реактивности на основе цифровых вычислителей реактивности ЦВР-10.

В состав системы контроля реактивности с ЦВР-10 реактора БН-600 входят цифровой вычислитель реактивности ЦВР-10, ионизационная камера КНК-15-1 (токовый канал) и счетчик СНМ-18-1 (импульсный канал), установленные в блоке ионизационных камер реактора БН-600, кабельные линии связи, преобразователь импульсов для усиления импульсов и передачи их на вход цифрового вычислителя реактивности, персональный компьютер с соответствующим программным обеспечением для контроля реактивности и подкритичности реактора БН-600 и определения эффективности РО СУЗ.

## **ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РО СУЗ НА РЕАКТОРЕ БН-600**

Эффективность РО СУЗ на реакторе БН-600 определяется в начале и конце микрокампании на уровне мощности  $\sim 0,1\% N_{\text{ном}}$  методом сброса стержня по «Рабочей программе 2Ф» [2].

Реактивность реактора с использованием импульсного канала контроля реактивности определяется на основе обращенного решения уравнения кинетики с учетом пространственных эффектов по следующему соотношению:

$$\frac{\rho(t)}{\beta_{\text{эф}}(t)} = 1 - \sum_{i=1}^M \lambda_i \int_{-\infty}^t a_i(t', t) \frac{\varepsilon(t)}{\varepsilon(t', t)} \cdot \frac{n(t') e^{-\lambda_i(t-t')}}{n(t)} dt' - \frac{S_{\text{эф}}}{n(t)} + \frac{1}{n} \cdot \frac{dn}{dt} \cdot \frac{\Lambda}{\beta_{\text{эф}}}, \quad (1)$$

где  $\rho(t)$  – реактивность реактора;  $\rho(t) \equiv (k(t) - 1)/k(t)$ ;  $k$  – коэффициент размножения нейтронов в реакторе;  $a_i$  – расчетная относительная доля запаздывающих нейтронов (ЗН)  $i$ -ой группы;  $\lambda_i$  – постоянная распада предшественника ЗН  $i$ -ой группы ( $i = 1-6, 12, M$ );  $\beta_{\text{эф}}$  – эффективная доля ЗН;  $\Lambda$  – время генерации мгновенных нейтронов в реакторе;  $S_{\text{эф}}$  – эффективная интенсивность внешнего источника нейтронов в реакторе – характеристика внешнего источника, детектора и реактора;  $n(t)$  – скорость отсчетов детектора нейтронов;  $\varepsilon(\vec{r}_d, t', t)$  – эффективность детектора нейтронов;  $\vec{r}_d$  – положение центра детектора,  $t$  – время для интересующей реактивности;  $t'$  – время, предшествующее времени  $t$ . Согласно работе [3]  $\varepsilon$  есть скорость отсчетов детектора, отнесенная к скорости производства ЗН деления, взвешенных их ценностью.

### ПРОВЕДЕНИЕ СОВМЕСТНЫХ ИЗМЕРЕНИЙ ПО ОПРЕДЕЛЕНИЮ ЭФФЕКТИВНОСТИ РО СУЗ НА РЕАКТОРЕ БН-600

В настоящее время в системе контроля реактивности возможно проведение совместных измерений на токовом и импульсном каналах контроля реактивности. Основными отличиями этих каналов являются разные типы детекторов нейтронов (токовая ионизационная камера КНК-15-1 и счетчик медленных нейтронов СНМ-18-1), разные величины дискретизации сигнала (10 Гц для токового канала и 1 Гц для импульсного канала) и наличие усилителя преобразователя импульсов для импульсного канала контроля реактивности.

При проведении совместных измерений эффективности РО СУЗ импульсным и токовым каналами контроля реактивности было отмечено, что показания вычисленной реактивности отличаются между собой из-за различного изменения вход-

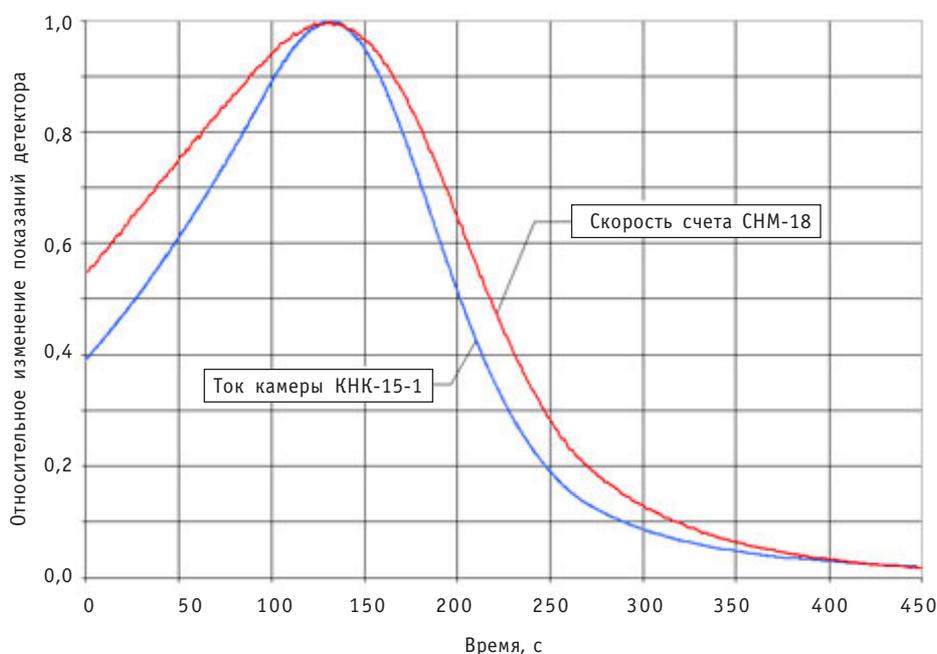


Рис. 1. Относительные изменения показаний токового и импульсного каналов контроля реактивности (КНК-15-1 и СНМ-18-1) при сбросе РО КС-16 в конце 53 МК

ного сигнала, пропорционального нейтронной мощности реактора. Отличия входного сигнала хорошо видны на рис. 1, в котором для сравнения значения тока камеры и скорости счета были отнормированы на собственные максимальные значения.

Очевидно, что отличие токового канала от импульсного канала контроля реактивности, прежде всего, связано с двумя причинами:

- просчеты импульсов на импульсном канале контроля реактивности;
- нескомпенсированный ток камеры от подвески ИК – теневой ток камеры.

Учет поправки, связанной с просчетами импульсов при измерении по импульсному каналу, позволит избежать погрешности измерений по токовому каналу, связанной с теневым током, учет которого – сложная операция, сильно зависящая от состояния активной зоны реактора. Особенно это актуально для стержней с большой эффективностью.

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ МЕРТВОГО ВРЕМЕНИ ИМПУЛЬСНОГО КАНАЛА

Для определения мертвого времени импульсного канала (поправки, связанной с просчетами импульсов) предлагается использовать следующую процедуру.

Поскольку в один и тот же момент времени показания детектора должны быть прямопропорциональны мощности реактора и детекторы располагаются рядом друг с другом относительно активной зоны реактора (т.е. детекторы должны обладать одной и той же эффективностью), то и показания детекторов должны быть прямо пропорциональны друг другу, т.е. если рассматривать показания детекторов при проведении измерений в один и тот же момент времени, то массив данных «ток камеры – скорость счета» должен представлять собой прямую линию, в силу причин, указанных выше.

Для последующего анализа входных данных были сформированы массивы данных «ток камеры – скорость счета». Графики соответствия тока камеры скорости счета счетчика представлены на рис. 2.

Из графиков видно, что наибольшая нелинейность наблюдается при большой загрузке ( $10^5$  имп/с) им-

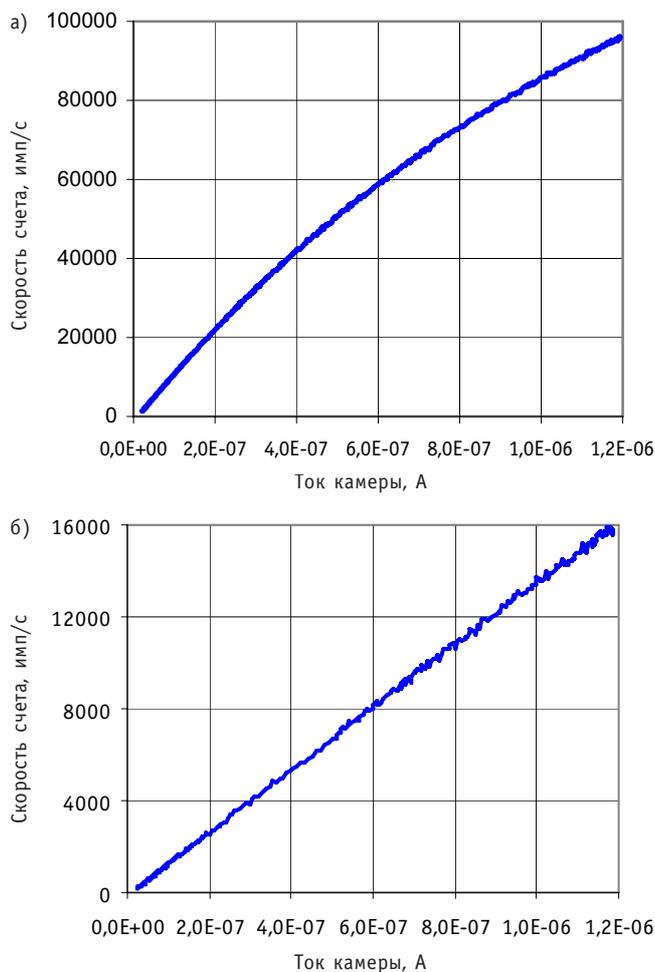


Рис. 2. Графики соответствия тока камеры КНК-15-1 скорости счета СНМ-18-1 при сбросе РО КС-18 (а) и РО КС-4 (б) в конце 53 МК

пульсного канала. При небольшой загрузке импульсного канала нелинейность выражена не так сильно.

Следует отметить, что для измерений, выполняемых импульсным каналом контроля реактивности, наблюдаются значительные флуктуации скорости счета, которые приводят при небольших нагрузках импульсного канала к флуктуациям вычисленной реактивности до 10 центов. Таким образом, для уменьшения влияния флуктуаций скорости счета необходимо применять специальные процедуры сглаживания полученного сигнала. Для измерений, выполняемых токовый каналом контроля реактивности, флуктуации тока носят менее значимый характер.

Поправка на мертвое время (просчеты импульсов) вводилась по следующему соотношению [4]:

$$N = \frac{N_0}{1 - N_0 \cdot \tau}, \quad (2)$$

где  $N_0$  – исходная скорость счета детектора;  $\tau_m$  – мертвое время;  $N$  – скорость счета с поправкой на мертвое время.

После введения поправки на мертвое время производилась оценка полученных данных на принадлежность прямой, т.е. подбиралась такая поправка, при которой полученная скорость счета линейно изменялась бы с ростом тока камеры. При этом предполагалось, что наилучшая поправка приведет к максимальному коэффициенту корреляции и минимальному стандартному отклонению в полученной зависимости скорости счета от тока камеры. Изменение стандартного отклонения и коэффициента корреляции от заданного мертвого времени показано на рис. 3.

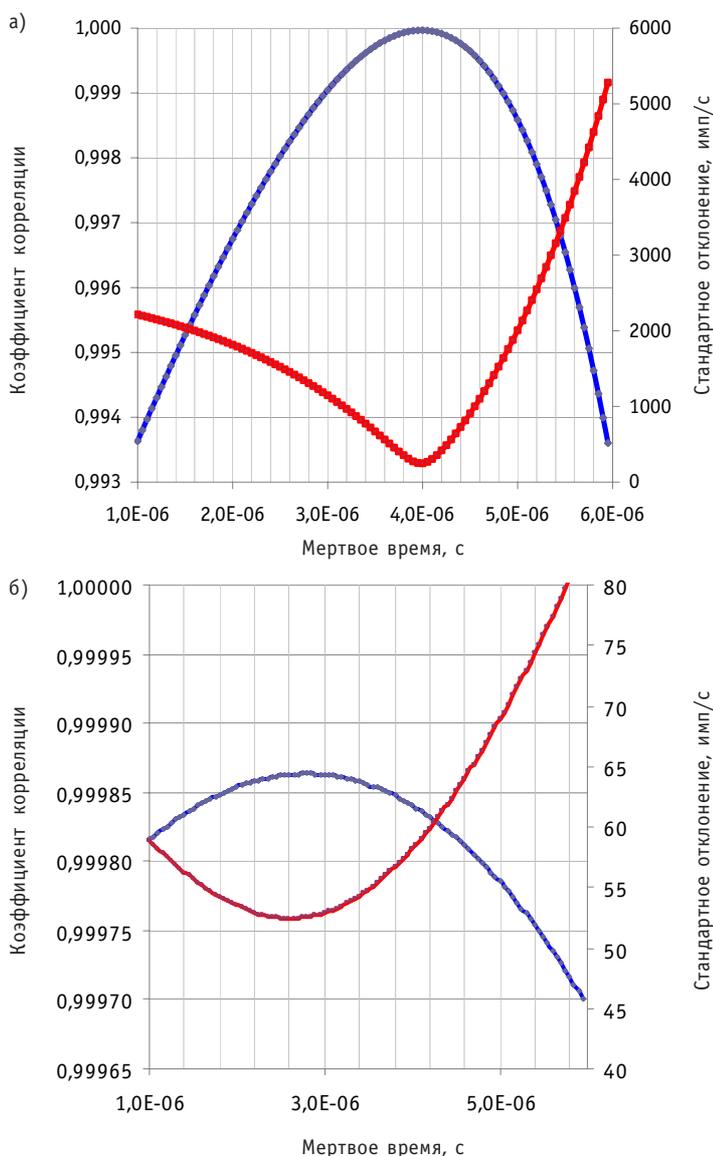


Рис. 3. Изменение стандартного отклонения и коэффициента корреляции от мертвого времени для РО КС-18 (а) и РО КС-4 (б) в конце 53 МК

Как видно из рис. 3, выбранные критерии

рии (максимальный коэффициент корреляции и минимальное стандартное отклонение) служат достаточно надежным критерием для определения мертвого времени. Результаты определения мертвого времени ( $\tau_M$ , с) для различных МК приведены в табл. 1. Здесь же приведены значения максимальной загрузки импульсного канала ( $MAX N_0$ , имп/с).

Как видно из табл. 1, мертвое время имеет достаточно большой разброс значений. Очевидно, что чем больше загрузка импульсного канала, тем больше будет мертвое время, и наоборот, с уменьшением загрузки импульсного канала мертвое время уменьшается, но погрешность его определения увеличивается (значитель-

Таблица 1

**Результаты определения мертвого времени для различных МК**

РО СУЗ	Конец 51 МК		Начало 52 МК		Конец 53 МК		Начало 56 МК	
	$\tau_M$ , мкс	$MAX N_0$ , имп/с	$\tau_M$ , мкс	$MAX N_0$ , имп/с	$\tau_M$ , мкс	$MAX N_0$ , имп/с	$\tau_M$ , мкс	$MAX N_0$ , имп/с
КС-1	3,40	28708	—	—	2,98	15229	3,80	88736
КС-2	3,35	28451	—	—	2,65	16202	3,85	92917
КС-3	3,40	28302	—	—	2,95	15807	3,85	93152
КС-4	3,50	28812	—	—	2,28	15815	3,85	94302
КС-5	3,40	30001	—	—	—	—	3,85	94398
КС-6	3,45	29068	—	—	2,50	15451	3,85	94653
КС-7	3,35	28615	3,35	33343	2,53	16169	3,85	94855
КС-8	3,60	52197	3,70	66015	2,55	15325	3,85	96167
КС-9	3,50	29344	3,70	66840	2,83	15650	3,80	90436
КС-10	3,75	62164	3,70	67333	3,85	90727	3,80	93642
КС-11	3,80	74721	3,73	66372	2,20	14714	3,83	93197
КС-12	4,00	92861	3,75	65157	2,50	14616	3,85	92532
КС-13	3,45	28979	3,70	64680	2,50	15844	3,85	91060
КС-14	4,00	96778	3,75	66548	2,40	15479	3,85	92195
КС-15	4,00	93193	3,70	65579	2,78	14971	3,85	92682
КС-16	4,00	92461	3,70	66856	4,10	114700	3,90	93530
КС-17	3,25	29324	3,60	64839	3,90	96344	3,80	91091
КС-18	4,00	95609	3,65	65906	3,90	95851	3,80	92135
КС-Ц	3,38	27637	—	—	2,73	14276	—	—
РС-1	3,33	27152	—	—	—	—	3,55	57847
РС-2	3,10	26811	—	—	2,93	13321	3,85	86932
АЗ-1	3,95	87823	4,05	103807	3,90	78286	4,10	114350
АЗ-2	3,85	79371	4,15	115479	3,80	68841	3,75	81897
АЗ-3	3,85	83502	3,90	90472	3,90	77163	4,25	131208
АЗ-4	3,90	84059	3,95	92822	3,75	68028	3,45	48371
АЗ-5	—	—	3,95	91682	3,80	72293	—	—
АЗ-П	3,95	87645	3,80	71863	—	—	3,85	80966

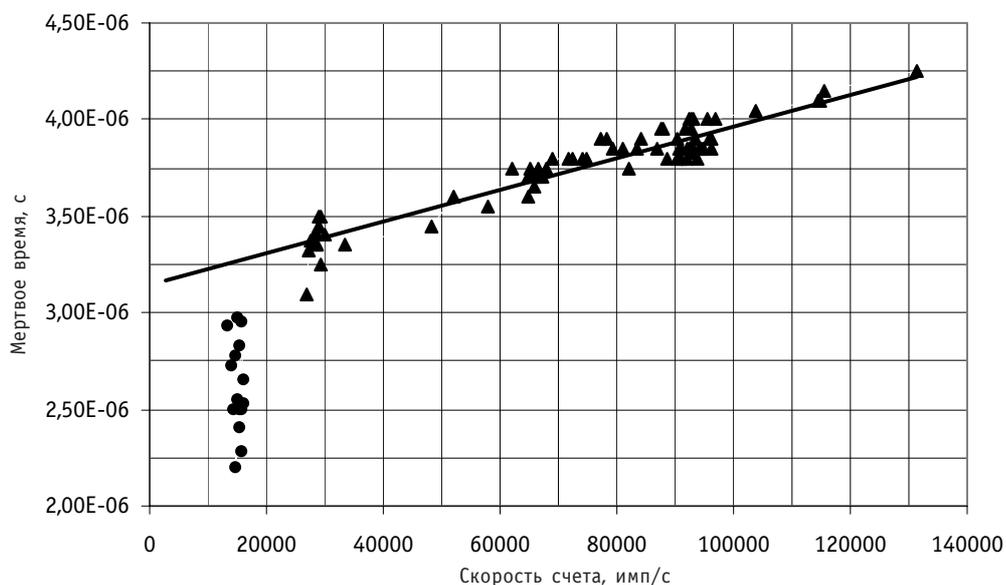


Рис. 4. Зависимость мертвого времени от максимальной скорости счета

ную роль начинает играть относительная случайная погрешность измерения скорости счета, которая увеличивается с уменьшением скорости счета). На рис. 4 приведен график зависимости мертвого времени от максимальной загрузки импульсного канала.

Из рис. 4 следует, что при нагрузках импульсного канала более  $2 \cdot 10^4$  имп/с зависимость мертвого времени от скорости счета можно описать линейной функцией. Коэффициент достоверности аппроксимации данных составит в этом случае  $R^2 = 0,9$ , а погрешность –  $1,4 \cdot 10^{-7}$  с при доверительной вероятности  $P=0,95$ . При нагрузке импульсного канала менее  $2 \cdot 10^4$  имп/с наблюдается большой разброс значений, который связан с малой нагрузкой импульсного канала и соответ-

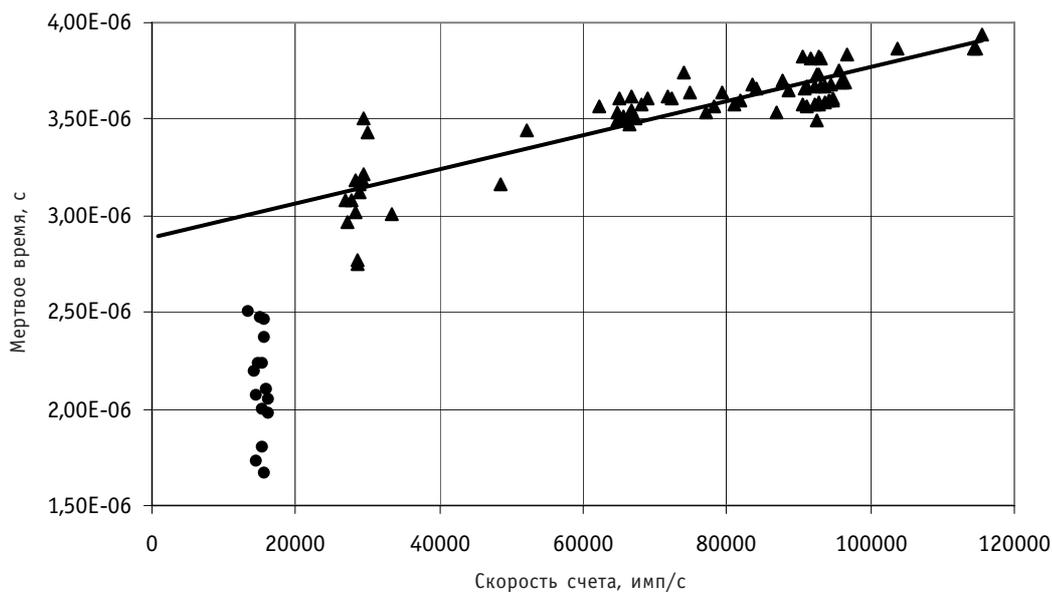


Рис. 5. Зависимость мертвого времени от максимальной скорости счета

ственно с большим влиянием случайной погрешности. Также следует отметить, что все данные, которые выпадают из предложенной линейной модели, были записаны при измерениях в конце 53 МК, т.е. для подтверждения полученных результатов требуется проведение дополнительных измерений с малой загрузкой импульсного канала.

В соотношении (2) принимается, что мертвое время является некоторой постоянной величиной для любой скорости счета. Из рис. 4 видно, что мертвое время непостоянно и зависит от скорости счета. Для предположения, что мертвое время зависит от скорости счета линейно, были проведены вычисления мертвого

Таблица 2

**Результаты определения мертвого времени как линейной функции от скорости счета для различных МК**

РО СУЗ	Конец 51 МК		Начало 52 МК		Конец 53 МК		Начало 56 МК	
	$\tau_{\text{мкС}}$	MAX $N_{\text{ср}}$ имп/с						
КС-1	2,77	28708	—	—	2,47	15229	3,65	88736
КС-2	3,19	28451	—	—	2,04	16202	3,58	92917
КС-3	3,02	28302	—	—	2,37	15807	3,67	93152
КС-4	3,12	28812	—	—	1,67	15815	3,60	94302
КС-5	3,43	30001	—	—	—	—	3,68	94398
КС-6	3,20	29068	—	—	1,99	15451	3,60	94653
КС-7	2,75	28615	3,01	33343	1,97	16169	3,60	94855
КС-8	3,44	52197	3,50	66015	2,24	15325	3,69	96167
КС-9	3,50	29344	3,62	66840	2,46	15650	3,57	90436
КС-10	3,57	62164	3,50	67333	3,66	90727	3,67	93642
КС-11	3,64	74721	3,52	66372	1,73	14714	2,74	93197
КС-12	3,74	92861	3,61	65157	2,07	14616	3,50	92532
КС-13	3,17	28979	3,54	64680	2,10	15844	3,57	91060
КС-14	3,83	96778	3,48	66548	1,80	15479	3,58	92195
КС-15	3,82	93193	3,52	65579	2,23	14971	3,59	92682
КС-16	3,73	92461	3,55	66856	3,86	114700	3,59	93530
КС-17	3,21	29324	3,49	64839	3,69	96344	3,67	91091
КС-18	3,75	95609	3,50	65906	3,69	95851	3,67	92135
КС-Ц	3,08	27637	—	—	2,19	14276	—	—
РС-1	3,10	27152	—	—	—	—	2,97	57847
РС-2	3,08	26811	—	—	2,51	13321,1	3,54	86932
А3-1	3,69	87823	3,87	103807	3,57	78286	3,87	114350
А3-2	3,64	79371	3,94	115479	3,61	68841	3,60	81897
А3-3	3,68	83502	3,82	90472	3,54	77163	3,78	131208
А3-4	3,66	84059	3,82	92822	3,58	68028	3,16	48371
А3-5	—	—	3,82	91682	3,61	72293	—	—
А3-П	3,70	87646	3,62	71863	3,43	81481	3,58	80966

Таблица 3

**Результаты расхождений в эффективности РО СУЗ**

РО СУЗ	Конец 51 МК	Начало 52 МК	Конец 53 МК	Начало 56 МК
	$\Delta R(\tau_n), \%$	$\Delta R(\tau_n), \%$	$\Delta R(\tau_n), \%$	$\Delta R(\tau_n), \%$
КС-1	5,7	—	3,6	2,1
КС-2	-5,3	—	-0,9	-0,1
КС-3	2,9	—	2,9	-1,6
КС-4	-2,7	—	-0,2	0,1
КС-5	-2,6	—	—	0,4
КС-6	4,8	—	1,9	1,6
КС-7	1,2	0,5	-0,5	-1,4
КС-8	1,6	-0,7	2,1	-0,9
КС-9	0,0	-1,7	0,3	-1,1
КС-10	-3,3	0,8	0,5	-4,2
КС-11	-0,4	0,2	1,1	6,7
КС-12	-3,2	-0,5	-0,4	1,0
КС-13	-1,9	-1,1	-2,3	1,5
КС-14	-1,6	-1,3	0,0	1,6
КС-15	0,9	-0,3	-0,2	-0,5
КС-16	-0,2	0,0	-0,2	0,6
КС-17	0,6	0,0	0,7	2,7
КС-18	-2,6	-1,4	-0,3	0,5
КС-Ц	5,5	—	2,8	—
РС-1	-0,7	—	—	2,1
РС-2	-1,4	—	-0,3	0,9
АЗ-1	-2,7	-1,9	1,3	-0,9
АЗ-2	-2,5	-4,0	-1,0	-0,6
АЗ-3	-2,2	-0,6	1,8	5,3
АЗ-4	-1,0	-0,4	-0,1	-0,6
АЗ-5		0,6	-0,2	—
АЗ-П	-2,4	-0,3	—	1,6
Среднее	-0,5	-0,7	0,5	0,7

времени как линейной функции от скорости счета (результаты представлены в табл. 2).

График полученной зависимости мертвого времени от максимальной загрузки импульсного канала приведен на рис. 5.

Коэффициент достоверности аппроксимации данных составит в этом случае  $R^2 = 0,8$ , а погрешность –  $2,4 \cdot 10^{-7}$  с при доверительной вероятности  $P = 0,95$ .

Предлагается для определения мертвого времени при проведении измерений с использованием импульсного канала вводить поправку на мертвое время в со-

ответствии с соотношением (2) и учитывать, что мертвое время зависит от загрузки импульсного канала следующим образом:

$$\tau_m = N_0 \cdot 8.775 \cdot 10^{-12} + 2.890 \cdot 10^{-6}. \quad (3)$$

### **ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РО СУЗ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ИМПУЛЬСНОГО КАНАЛА КОНТРОЛЯ РЕАКТИВНОСТИ**

Для определения эффективности РО СУЗ данные измерений скорости счета при сбросе стержней СУЗ были поправлены на мертвое время и была определена их эффективность. Результаты отличий в эффективности РО СУЗ с учетом поправки на мертвое время ( $\Delta R(\tau_m)$ ) от данных, полученных по токовому каналу, представлены в табл. 3.

Как видно из табл. 3, введение поправки на мертвое время приводит к хорошему совпадению эффективностей РО СУЗ, полученных по токовому и импульсному каналам. Среднее отличие эффективностей РО СУЗ не превышает 0,7% для всех четырех серий измерений, причем без введения поправки на мертвое время среднее отличие в эффективностях РО СУЗ для конца 51 МК составило 14,5%, а для начала 52–15,8 %.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

1. Определена процедура вычисления мертвого времени импульсного канала и рекомендовано соотношение для определения поправки на мертвое время при проведении нейтронно-физических измерений с использованием импульсного канала контроля реактивности.

2. Разработана программа для определения мертвого времени и формирования файлов данных для импульсного канала контроля реактивности.

3. Для снижения погрешности при определении эффективности РО СУЗ (особенно с большой эффективностью) рекомендуется проводить измерения эффективности РО СУЗ параллельно с использованием токового и импульсного каналов.

### **Литература**

1. Инструкция по эксплуатации аппаратуры каналов контроля реактивности и проведению физических измерений на реакторе БН-600 блока №3 Белоярской АЭС. 2008.
2. Шокодько А.Г. Строгое уравнение кинетики ядерного реактора//Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Физика и техника ядерных реакторов». – 1988. – Вып. 4.
3. Юдин М.Ф. и др. Измерение активности радионуклидов. Справочное пособие. – СПб., 1997.

Поступила в редакцию 14.04.2009

## УПРОЩЕННАЯ МЕТОДИКА РАСЧЕТА ОСНОВНЫХ ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ОТРАБОТАВШИХ ЕВРОПИЕВЫХ СТЕРЖНЕЙ СУЗ РЕАКТОРА БН-600

**А.И. Карпенко, В.И. Оглезнев, А.М. Тучков, И.А. Чернов**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



На основе опыта расчетов физических характеристик отработавших стержней СУЗ (РО СУЗ) с европиевым поглотителем реактора БН-600 разработана упрощенная методика для быстрой оценки основных характеристик этих стержней. Данную методику можно применять для оценки физических характеристик европиевых РО СУЗ не только реактора БН-600, но и других быстрых реакторов (в том числе проектируемых).

**Ключевые слова:** активность, европий, код, моделирование, накопление, расчет, регулирующий стержень.

**Key words:** activity, europium, code, simulation, buildup, calculation, control rod.

В отличие от борных РО СУЗ европиевые стержни практически не теряют свою эффективность при эксплуатации в активной зоне быстрых реакторов, т.к. при выгорании стабильных изотопов европия образуются изотопы европия и гадолиния, имеющие также большие сечения захвата нейтронов. Ресурс европиевых стержней реактора БН-600 ограничивается радиационной стойкостью конструкционных материалов.

Однако в процессе облучения в европии нарабатываются долгоживущие радионуклиды с большой активностью – Eu-152, Eu-154 и Eu-155. Большая активность отработавших европиевых РО СУЗ требует повышенного внимания к ним при послереакторном обращении (перегрузочных операциях, хранении в бассейнах выдержки, использовании в качестве  $\gamma$ -источников и т.д.) с точки зрения радиационной безопасности и радиационного разогрева. Для определения необходимых технических и организационных мер обеспечения безопасности при послереакторном обращении с европиевыми РО СУЗ необходимо оценивать их основные физические характеристики – активность и мощность остаточного тепловыделения.

Методика расчета этих характеристик европиевых стержней быстрых реакторов на базе численного моделирования процесса накопления активности изотопов [1] достаточно сложная и трудоемкая. Так в коде «ГЕФЕСТ» [2] штатного нейтронно-физического расчета активной зоны реактора БН-600 такие расчеты не выполняются. В общем, физические характеристики европиевых РО СУЗ зависят от множества факторов – конструкции стержня, топливных загрузок, положения в активной зоне, длительности микрокампаний и остановов и т.д.

© А.И. Карпенко, В.И. Оглезнев, А.М. Тучков, И.А. Чернов, 2009

Однако в ряде случаев требуется оценить характеристики европиевых стержней, не имея достаточной информации об условиях их облучения. С другой стороны, РО СУЗ можно разбить на отдельные группы, которые облучаются в схожих условиях. Для этих групп на основе статистического анализа можно подобрать простые аппроксимирующие формулы, позволяющие проводить приближенные расчеты физических характеристик аналогичных стержней. В качестве исходных данных оценки должны использоваться общие сведения о стержне – группа РО СУЗ и длительность облучения.

### ОЦЕНКА НАКОПЛЕНИЯ АКТИВНОСТИ ДОЛГОЖИВУЩИХ ИЗОТОПОВ ЕВРОПИЯ В РО СУЗ

Статистическая обработка проводилась на основе результатов расчетов активности всех штатных европиевых РО СУЗ, облучавшихся в активной зоне реактора БН-600 с 1980 по 2005 гг. Численное моделирование накопления радионуклидов европия проводилось по методике, приведенной в [1]. Распределение плотности потока нейтронов по высоте активной зоны в ячейке размещения каждого РО СУЗ определялось как усредненное от шести окружающих стержней ТВС. Депрессия поля нейтронов в стержне учитывалась введением коэффициента 0,85. В качестве исходных данных использовались результаты расчетов в коде «ГЕФЕСТ» для конкретной загрузки топлива.

Полную активность долгоживущих радионуклидов европия на момент окончания облучения в РО СУЗ можно определить по формуле

$$A = m_{\text{Eu}_2\text{O}_3} \sum_i \bar{a}_i, \text{ ГБк} \quad (1)$$

где  $m_{\text{Eu}_2\text{O}_3}$  – загрузка оксида европия в стержне, г;  $\bar{a}_i$  – средняя удельная активность отдельного нуклида, ГБк/гEu<sub>2</sub>O<sub>3</sub>.

Достаточно хорошая аппроксимация данных получена при использовании линейно-экспоненциальной формулы

$$\bar{a}_i = k1_i \cdot t \cdot \exp(-k2_i \cdot t), \text{ ГБк/гEu}_2\text{O}_3, \quad (2)$$

где  $t$  – время облучения РО СУЗ на мощности, эфф.сут;  $k1_i, k2_i$  – эмпирические коэффициенты, определяемые методом наименьших квадратов (МНК) для каждо-

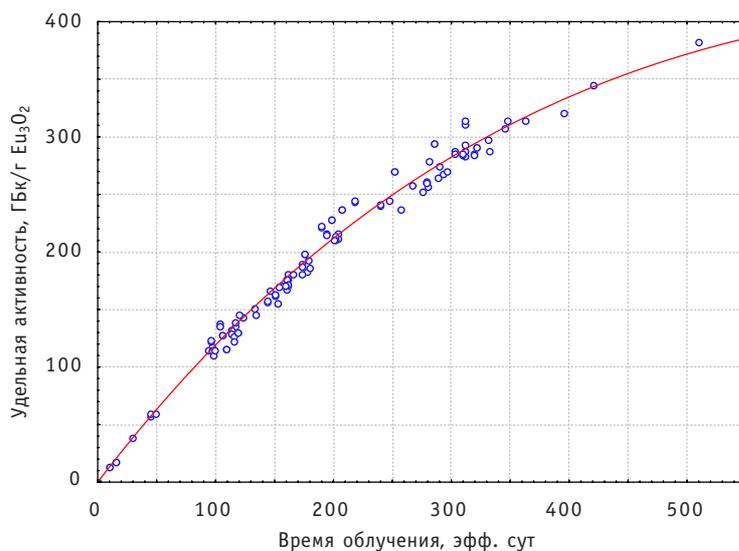


Рис. 1. Аппроксимация накопления Eu-152 в РО РС

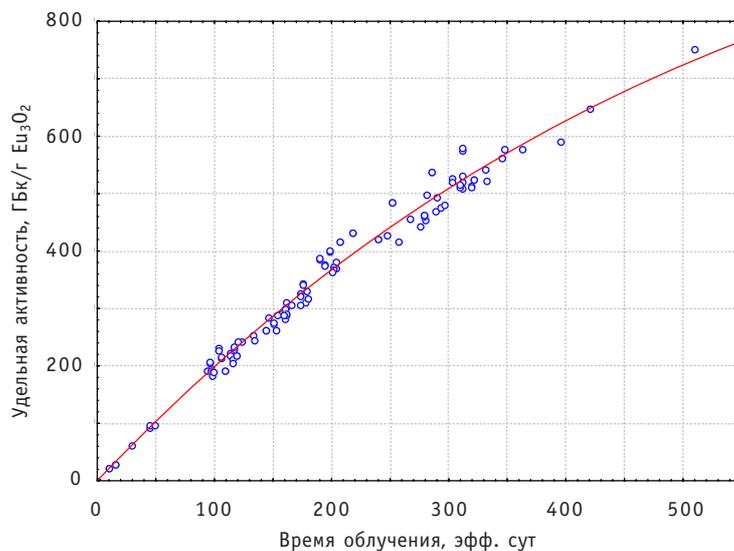


Рис. 2. Аппроксимация накопления Eu-154 в РО РС

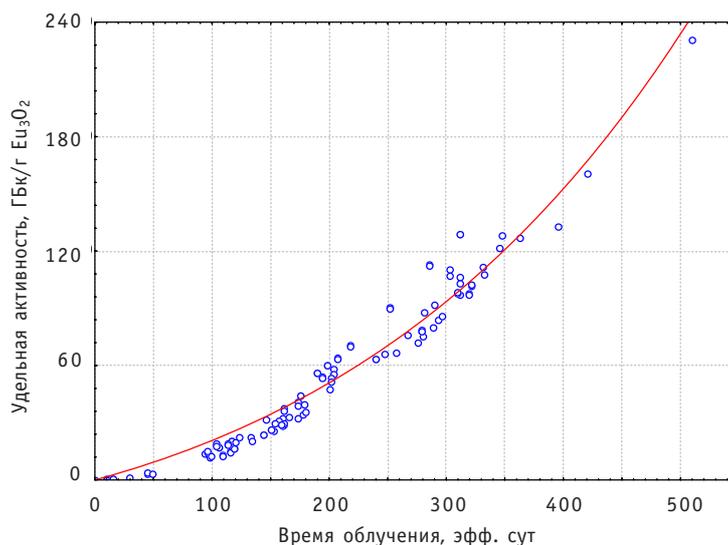


Рис. 3. Аппроксимация накопления Eu-155 в РО РС

го радионуклида.

На рис. 1–3 изображены аппроксимирующие кривые, наложенные на данные по накоплению радиоизотопов европия в регулирующих стержнях (РО РС). Необходимо отметить, что формула (2) наиболее точно соответствует данным для РО РС. Это объясняется тем, что данные стержни облучаются всегда в очень близких условиях – при максимуме плотности потока нейтронов активной зоны (что соответствует максимальной эффективности стержня).

Аппроксимация накопления активности радионуклидов европия во всех регулирующих стержнях (РО КС) формулой (2) имеет тот недостаток, что РО КСЦ (в зависимости от необходимости) могут облучаться в разных микрокампаниях в различных режимах:

- неподвижно в верхнем рабочем положении;
- неподвижно в максимуме потока;

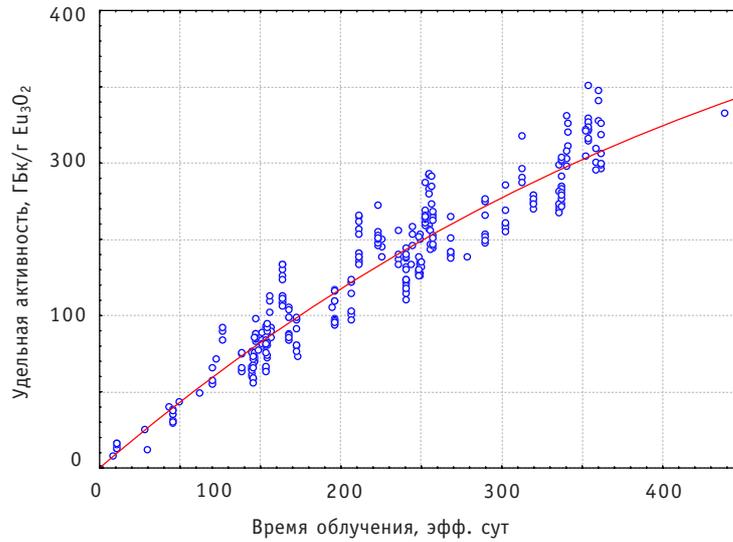


Рис. 4. Аппроксимация накопления Eu-152 в РО КС1–18

- в движении вместе с РО КС1–6.

При работе в режимах 1 и 2 условия облучения КСЦ существенно отличаются от остальных РО РС. При исключении из выборки всех регулирующих стержней, облучавшихся в ячейке 17–17 (КСЦ), были получены удовлетворительные результаты соответствия с формулой (2). Для примера на рис. 4 изображены данные по накоплению Eu-152 в РО РС 1–18 и их аппроксимация формулой (2).

В табл. 1 представлены эмпирические коэффициенты формулы (2) для РО РС и РО КС1–18. Там же приведены коэффициенты корреляции между данными по накоплению изотопов европия и результатами, полученными по формуле (2). Как видно из табл. 1, коэффициенты корреляции близки к единице (разброс 0,94–0,993), т.е. полученная зависимость описывает процесс накопления радионуклидов европия в стержнях СУЗ реактора БН-600 достаточно хорошо.

Таблица 1

**Результаты аппроксимации накопления удельной активности долгоживущих радионуклидов европия формулой (2) для РО РС и РО КС**

Изотоп	Коэффициенты	Группа стержней	
		РО РС	РО КС1–18
Eu-152	$k_1, \text{ГБк}\cdot\text{гEu}_2\text{O}_3^{-1}\cdot\text{эфф.сут}^{-1}$	1,341	0,910
	$k_2, \text{эфф.сут}^{-1}$	0,00118	0,00100
	Коэффициент корреляции	0,993	0,955
Eu-154	$k_1, \text{ГБк}\cdot\text{гEu}_2\text{O}_3^{-1}\cdot\text{эфф.сут}^{-1}$	2,15	1,47
	$k_2, \text{эфф.сут}^{-1}$	0,000793	0,000706
	Коэффициент корреляции	0,991	0,953
Eu-155	$k_1, \text{ГБк}\cdot\text{гEu}_2\text{O}_3^{-1}\cdot\text{эфф.сут}^{-1}$	0,170	0,0624
	$k_2, \text{эфф.сут}^{-1}$	-0,00203	-0,00350
	Коэффициент корреляции	0,977	0,940

### ОЦЕНКА МОЩНОСТИ ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ЕВРОПЕЙСКИХ РО СУЗ

Мощность остаточного тепловыделения отработавших европейских РО СУЗ можно определить по формуле

$$N_{\text{ост}} = \sum_i b_i \cdot A_i, \text{ Вт}, \quad (3)$$

где  $A_i$  – полная активность отдельного изотопа, ТБк;  $b_i$  – коэффициент перевода для изотопа, Вт/ТБк.

При расчетах полной мощности остаточного тепловыделения, создаваемой отработавшим европейским РО СУЗ в большом объеме (расчет тепловыделения в бассейне выдержки, защитных контейнерах и т.д.), коэффициенты  $b_i$  численно равны полному выходу энергии поглощаемых излучений при распаде ТБк данного изотопа.

При расчетах остаточного тепловыделения в самом стержне во время нахождения его в газовой среде (зависание в газовой среде при транспортных операциях, разделка в «защитной камере» и т.д.)  $b_i$  корректируется на величину средней вероятности для энергии излучения данного нуклида поглотиться в стержне. Эта вероятность (при отсутствии учета переноса энергии по высоте стержня) зависит только от радионуклида и конструкции стержня.

В расчете мощности остаточного энерговыделения использована 10-групповая система констант для  $\gamma$ -квантов [3]. Расчет проводился методом лучевого анализа в плоской цилиндрической геометрии без учета переноса энергии по высоте [3]. Для упрощения учета вклада  $\beta$ -излучения оно выделено в нулевую группу, при этом считается, что вся энергия этой группы поглощается в зоне излучения. В расчетах использованы табличные факторы накопления поглощенной энергии от точечного источника в бесконечной среде [4], т.к. увеличение фактора вследствие протяженности источника компенсируется уменьшением фактора из-за барьерности защиты [3].

Были проведены расчеты для конструкций РО СУЗ и загрузки материалов, взятых из технических условий на стержни. Полученные в результате расчетов коэффициенты  $b_i$  объединены в табл. 2.

Таблица 2

#### Коэффициенты зависимости мощности остаточного тепловыделения в одиночном РО СУЗ в газовой среде от активности радионуклидов европия, накопленных в стержне

Группа стержней	Изотоп	Коэффициенты $b_i$ , формулы (3), Вт/ТБк
РО КС (компенсирующие стержни)	Eu-152	0,114
	Eu-154	0,142
	Eu-155	0,018
РО РС (регулирующие стержни)	Eu-152	0,096
	Eu-154	0,122
	Eu-155	0,017

В заключение можно добавить, что приведенные выше формулы можно применять для оценки физических характеристик европейских РО СУЗ не только реактора БН-600, но и других быстрых реакторов (в том числе проектируемых). Для этого потребуется провести несколько представительных расчетов характеристик европейских стержней такого реактора и на их основе скорректировать коэффициенты в эмпирических формулах.

### **Литература**

1. Чернов И.А., Широковских И.А. Расчет изменения изотопного состава органов СУЗ реактора БН600. – Сб. «Физика и теплофизика реактора БН-600», УрО РАН, Екатеринбург, 1994.
2. Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. Аннотация комплекса программ ГЕФЕСТ//ВАНТ. Сер. «Физика ядерных реакторов». – М.: РНЦКИ. – 1994. – Вып. 4. – С. 36-43.
3. Веселкин А.П., Егоров Ю.А. и др. Инженерный расчет защиты атомных станций. – М.: Атомиздат, 1976.
4. Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1982.

Поступила в редакцию 30.03.2009

## СИСТЕМА РЕГИСТРАЦИИ ПОЛОЖЕНИЯ РО СУЗ БЕЗ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ СЕЛЬСИНОВ

**Н.Н. Ошканов, О.А. Потапов, Ю.В. Носов, М.Т. Теличко, А.П. Южаков,  
И.С. Поморцев**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Приведены устройство системы регистрации положения регулирующих органов (РО) системы управления и защиты (СУЗ) без использования сельсинов, ее технические характеристики, а также мониторинг работы системы. Дана оценка погрешности измерений. Показаны формы и способы представления информации о положении регулирующих органов РО. Результатами опытной эксплуатации в течение двух лет показана возможность использования системы в существующем варианте.

**Ключевые слова:** вращение, датчик Холла, импульс, исполнительный механизм, погрешность, регулирующий орган, сельсин.

**Key words:** rotation, Hall-effect transducer, pulse, drive, error, control rod, selsyn.

Штатная система измерения и регистрации положения РО СУЗ реактора БН-600 основана на использовании сельсинов.

Наличие сравнительно высокого напряжения на статорных обмотках (~110 В) может приводить к пробое изоляции, следовательно, к выходу из строя измерительной пары (сельсин-датчик – сельсин-приемник). Кроме того характеристики измерительной пары с течением времени изменяются. При этом сравнительно невысокая точность и нелинейность ( $\pm 2\%$  [1]) уменьшается еще и вследствие старения магнитопровода (трансформаторная сталь). Изменение температуры также оказывает влияние на характеристики магнитопроводов сельсинов.

Профилактическая замена сельсинов после наработки более гарантийной потенциально полезна, но не исключает полностью выхода из строя новых сельсинов.

Из-за выходов из строя сельсинных пар и отсутствия дублирующих систем измерения и регистрации положения КС была поставлена задача разработать и испытать систему непрерывного измерения положения штанг исполнительного механизма (ИМ) СУЗ, независимую от существующей на сельсинах.

Такая система была разработана на основе измерения числа оборотов ротора электродвигателя исполнительного механизма КС. Основное назначение системы – дать информацию о положении стержня СУЗ при выходе из строя сельсина штатной системы. Предложенная система является цифровой, дополнительной к штатной на основе сельсинов.

Способ работы системы базируется на следующем положении. Перемещение штанги (стержня) возможно только при работе электродвигателя (ЭД) ИМ СУЗ. Ротор его связан со штангой (стержнем) через редуктор. В этом случае во всех

режимах функционирования ИМ СУЗ между вращением входного вала редуктора и перемещением штанги СУЗ существует однозначная связь. Это означает, что мерой перемещения штанги (стержня) может служить число оборотов ротора электродвигателя ИМ КС СУЗ. Следует отметить, что изменение показаний сельсинной пары также связано с вращением ротора электродвигателя (ротор сельсина датчика связан с ротором электродвигателя ИМ КС через редуктор).

Поскольку вал ЭД ИМ КС не имеет выхода наружу, а внутренняя полость исполнительного механизма соединена с радиоактивным газовым пространством реактора (ГПР), то при установке датчиков вращения на валу ЭД требуется герметизация линий связи датчиков для подключения их к измерительному блоку, расположенному вне ГПР. Анализ работы различных типов датчиков показал, что если установить на валу ЭД постоянные магниты, а снаружи ЭД расположить датчики Холла, то можно измерять число оборотов ротора по изменению показаний датчиков Холла, вызванных изменением магнитного поля вращающихся магнитов. При этом не требуется никаких выводов из внутренней полости ЭД ИМ КС.

### УСТРОЙСТВО ДАТЧИКОВ

Для измерения числа оборотов вала двигателя ИМ КС разработаны датчики вращения на основе элементов Холла. Два датчика вращения размещены на наружной стороне съемной крышки электродвигателя. При установке датчиков вращения на крышке двигателя ИМ СУЗ и постоянных магнитов внутри ЭД на валу ротора не требуется разгерметизации внутреннего объема двигателя, связанного с ГПР реактора. Этим достигается радиационная безопасность.

Для исключения намагничивания датчика Холла (и, следовательно, его отказа) в обойме чередуются полюсы магнитов (N-S-N-S). В этом случае за время одного оборота ротора датчик Холла вырабатывает два импульса.

С целью определения направления вращения вала на крышке двигателя устанавливается два датчика, импульсы которых сдвинуты по фазе примерно на 45 градусов.

Достоинством варианта с использованием датчиков Холла является отсутствие необходимости решения задач по герметизации выводов.

Электрическая схема датчика приведена на рис. 1.

Элемент Холла находится в микросхеме AD22151. При изменении магнитной индукции микросхема изменяет на выходе 5 напряжение. Порог срабатывания последующей микросхемы настроен на величину напряжения 2,7В. Такая схема датчика вращения обеспечивает высокую помехозащищенность всей системы регистрации положения стержней КС.

Для сглаживания выходного сигнала датчика и исключения режима интегрирования в цепь обратной связи микросхемы AD22151 (клеммы 5 и 6) установлен конденсатор 1нФ и резистор 3 МОм.

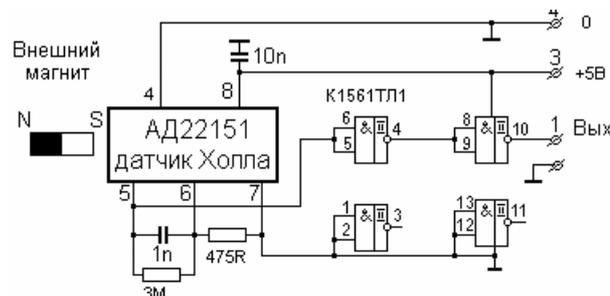


Рис. 1. Схема датчика вращения

## УСТРОЙСТВО СИСТЕМЫ

На этапе отработки способа измерения применена схема измерительного блока одноканальной системы регистрации положения КС, представленная на рис. 2.

В состав системы входят два датчика вращения вала, измерительный блок с корректором и цифровым индикатором, а также блок цифроаналогового преобразования.

По результатам опытной эксплуатации система регистрации положения стержня признана пригодной к работе, после чего было принято решение распространить ее на все ИМ КС (КСЦ, КС1–КС18).

Структурная схема и размещение измерительной системы регистрации положения всех стержней КС (КСЦ, КС1–КС18) приведены на рис. 3.

Каждый (из 19) измерительный канал выполнен на одной микросхеме – пик-контроллере PIC16F84. Импульсы с датчика вращения Д1 подаются на его счетный вход для определения числа импульсов, а по показаниям датчика Д2 в пик-контроллере определяется направление вращения. Измеренное число импульсов, пропорциональное числу оборотов ротора ЭД, посылается в формирователь ко-



Рис. 2. Структурная схема блока измерения: Дат. 1, Дат. 2 – датчики вращения; PIC – контроллер; Рг.Х – регистр хранения; ЦАП – цифроаналоговый преобразователь; НП – нормирующий преобразователь; ИВС – измерительно-вычислительная система

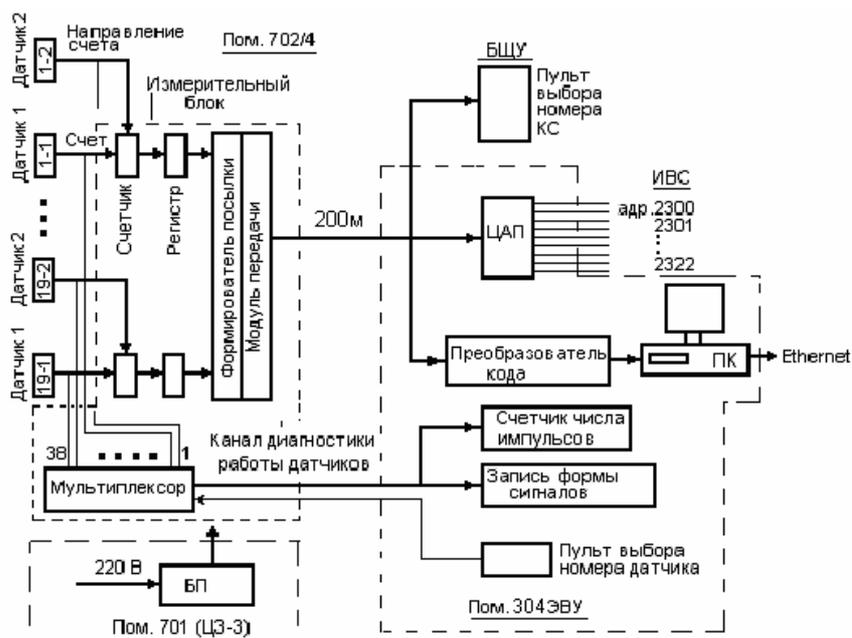


Рис. 3. Структурная схема и размещение цифровой системы регистрации положения КС

довой посылки, выполненный на пикконтроллере PIC16F877. Сформированная кодовая посылка поступает в модуль передачи данных.

Посылка содержит номера каналов и соответствующую информацию о положении стержней. Кодовая посылка из накопителя передается по четырехпроводной линии на пульт выбора номера КС и текущей информации по нему. Кроме того, кодовая посылка поступает на каналные цифроаналоговые преобразователи (ЦАП). Каждый канал состоит из цифроаналогового преобразователя, собранного на микросхеме AD420N, и усилителя с гальванической развязкой ISO124. Для питания выходного каскада ISO124 используется преобразователь напряжения HRR117. Нормирование выходного сигнала осуществляется делителем выходного напряжения ЦАП AD420N. Величина выходного напряжения каждого канала нормирована в диапазоне 0–5 В на перемещение 0 – 1000 мм. Аналоговые сигналы 0–5 В с ЦАП подаются на измерительно-вычислительную систему блока № 3 (ИВС).

Параллельно с поступлением на БЩУ и ИВС информация подается также на персональный компьютер для регистрации в цифровой форме. Скорость измерения и регистрации перемещения штанги (стержня компенсации) равна 10 изм./с. При скорости движения штанги 5 мм/с разрешение составляет 0.5 мм.

### **ОЦЕНКА ПОГРЕШНОСТИ РЕГИСТРАЦИИ**

Для настройки измерительных каналов системы разработана методика, основанная на использовании лазерного дальномера.

При проведении первичной калибровки на стенде контрольной проверки ИМ СУЗ была измерена характеристика связи числа оборотов и перемещения штанги.

Установлено, что число датчиков вращения импульсов за время перемещения штанги на 1 мм равно 8,98, а погрешность цифровой измерительной системы в диапазоне перемещения штанги между нижним и верхним концевиками не превышает погрешности лазерного дальномера, равной  $\pm 1$  мм. Отклонения показаний разработанной системы (ЦСП) от показаний лазерного дальномера в различных точках диапазона измерения находятся в пределах дискретности показаний лазерного дальномера ( $\pm 1$  мм). В то же самое время отклонения показаний штатной системы находятся в пределах паспортной погрешности штатной системы ( $\pm 20$  мм).

В процессе опытной эксплуатации системы установлено, что цифровая информация после проведения перекомпенсации сохраняется неизменной в каждом канале измерительного блока и на пульте выбора номера КС, не подвергаясь изменению до поступления новой информации (при очередной перекомпенсации). Таким образом, можно сделать вывод, что помехозащищенность датчиков вращения, измерительного блока и линий связи с пультом выбора номера КС на БЩУ достаточно высокая.

### **ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ИНФОРМАЦИИ**

Информация по каждому каналу регистрации положения штанг (стержней) СУЗ присутствует постоянно во всех режимах работы реактора БН-600 (включая ППР).

Она представлена

- на ИВС в бланке «Положение рабочих органов СУЗ» в табличной форме и в виде графиков;
- на БЩУ у оператора на пульте выбора номера КС и текущей информации по нему в цифровом виде. Дискретность представления – 0,1 мм.

Для удобства работы оператора разработан слайд (рис. 4), на котором представлено высотное распределение перемещений стержней КС и АР, указаны сред-

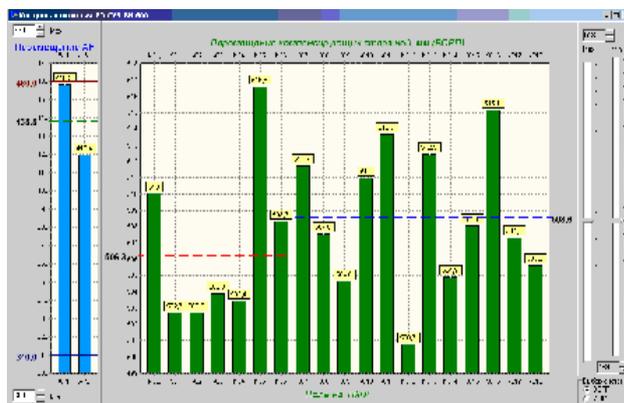


Рис. 4. Положение РО СУЗ реактора БН-600

ние значения положения внутреннего и внешнего колец регулирующих стержней по измерениям с помощью цифровой измерительной системы регистрации положения КС. Показано также среднее положение АР. Масштабы представления КС и АР могут быть изменены пользователем. Слайд способствует повышению точности вывода стержней КС на заданные уровни при проведении перекомпенсаций и перемещениях стержней, снижению затрат времени на выполнение операций по перемещению стержней КС, помогает оператору держать заданное высотное распределение стержней КС. Кроме того, слайд дает возможность оценивать время наступления очередной перекомпенсации по положениям стержней регулирования АР1 и АР2.

### МОНИТОРИНГ РАБОТЫ СИСТЕМЫ

- Параллельно с работающим измерительным блоком постоянно включена схема коммутации выходных сигналов датчиков вращения для регистрации их в аналоговом виде на измерительной системе «Reallab». В этом случае возможен контроль работы датчиков вращения и работы каждого канала измерительного блока, а также возможен подсчет числа импульсов за время перемещения и пересчет их в перемещение стержня КС.

- В измерительном блоке установлен сдвиговый регистр, на параллельные входы которого поданы сигналы с выходов датчиков вращения. Состояние датчиков сканируется с частотой 1000 Гц и подается в персональный компьютер. Создав программу анализа приходящей информации, можно вычислять положение стержней даже при выходе из строя измерительного блока. Кроме того имеется возможность определения в любое время характеристик сигналов с датчиков вращения (величины напряжения сигналов, перекрытие сигналов датчиков Д1 и Д2, их формы и др.). При этом каждый импульс (его период равен 20 миллисекундам) регистрируется двадцатью точками. Это позволяет надежно регистрировать формы импульсов и сдвиг их фаз.

Для оперативного контроля состояния канала при перемещении стержня (подсчета числа импульсов) параллельно входу быстродействующей системы подключен счетчик числа импульсов с индикатором.

В случае выхода из строя измерительного блока ЦСРП контроль перемещения стержня можно выполнить с помощью системы.

В мае 2008 г. измерительный блок №1 ЦСРП с программным обеспечением (ПО) версии 1 был заменен блоком №2 с программным обеспечением версии 2, в котором добавлены функции аварийной регистрации параметров.

С июля 2008 г. в измерительном блоке № 2 произведена замена ПО версии 2 на ПО версии 3. Данная версия обеспечивает все заложенные функции, обеспечивает устойчивую работу измерительного блока. Отмечено, что с июля 2008 г. по настоящее время (март 2009 г.) не было ни одного сбоя информации. Во время сцепления, выхода на МКУ, проведения программы взвешивания и других перемещениях штанг и штанг со стержнями не проводилась корректировка нуля на НЖУ или любая другая коррекция результата.

### ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ СИСТЕМЫ

#### Характеристика измерительного блока:

- диапазон контролируемого перемещения стержня, мм	0 – 999,9;
- число каналов измерения (число стержней), шт.	19;
- количество датчиков вращения в канале измерения, шт.	2;
- скорость измерения по каждому каналу, изм./с	10;
- чувствительность перемещения стержня, мм	0,1;
- чувствительность перемещения при движении стержня, мм	0,5
- скорость передачи информации измерительным блоком, бод	128000;
- напряжение питания, В	220;
- потребляемая мощность измерительного блока, Вт	2;
- удаленность блока питания от измерительного блока, м	70;
- погрешность измерения положения КС, мм	± 3,0.

#### Характеристика датчика вращения:

- тип датчика вращения	датчик Холла
- ток потребления датчиком, мА	5;
- напряжение выходного сигнала датчика, В	5;
- частота следования импульсов, Гц	0 – 50;
- порог чувствительности, мм/импульс	0,11136;
- удаленность датчиков вращения от измерительного блока, м	8.

#### Характеристика ЦАП:

- число двоичных разрядов ЦАП (AD-420)	16;
- количество аналоговых выходов ЦАП, шт.	19;
- напряжение выходного сигнала с ЦАП на ИВС, В	0 – 5;
- удаление ЦАП от измерительного блока, м	200;
- удаление ЦАП от ИВС, м	45;
- дополнительная погрешность измерения ИВС, мм	±1,5

#### Характеристика блока выбора номера КС на БЩУ:

- число десятичных разрядов индикатора на БЩУ, шт.	4;
- дискретность измерения на БЩУ, мм	±0,1;
- удаленность блока выбора от измерительного блока, м	310;
- скорость регистрации по каждому каналу, изм/с	10;
- скорость передачи информации, бод	128000;
- удаленность блока контроля от ПК, м	200.

## **ВЫВОДЫ**

1. Разработана цифровая система регистрации положения стержней компенсации, которая имеет необходимые функции: определение направления вращения (направления перемещения штанги), измерение числа оборотов вала ЭД, регистрация результата измерения, преобразование и выдача информации на ИВС и БЦУ, коррекция информации, сохранение ее после потери питания, контроль исправности датчиков вращения и измерительного блока.

2. Информация по каждому каналу регистрации положения штанг (стержней) компенсации присутствует постоянно во всех режимах работы реактора БН-600.

3. Погрешность ЦСРП в диапазоне между нижним и верхним концевиками составляет величину  $\pm 1$  мм. Показания измерительного блока в промежутках между перекомпенсациями не изменяются (на БЦУ). Уровень разброса показаний в сети ИВС находятся в пределах  $\pm 1,8$  мм во всем диапазоне измерений. Разброс обусловлен погрешностью ИВС.

4. Введение системы диагностики работоспособности каналов системы позволило осуществлять контроль состояния датчиков, измерительных каналов и перемещения стержней СУЗ во всех эксплуатационных режимах реакторной установки.

5. За время опытной эксплуатации ЦСРП с июля 2007 г. по март 2009 г. не было отмечено ни одного срабатывания моментных муфт ИМ КС при нахождении штанг выше НК, что позволяет использовать ЦСРП при эксплуатации исправных ИМ КС в существующем варианте.

## **Литература**

1. Домрачев В.Г., Матвеевский В.Р., Смирнов Ю.С. Схемотехника цифровых преобразователей перемещений. – Э., 1987. – С. 40.

Поступила в редакцию 27.04.2009

## **ВЫПОЛНЕНИЕ ПРОГРАММ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГБЛОКОВ № 1 И № 2 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС**

**Н.Н. Ошканов, В.Ф. Росляков, Б.И. Чубаров, В.А. Махов,**

**Е.А. Винивитин**

*Белоярская атомная станция, г. Заречный*



В статье приведен перечень и краткое техническое содержание работ по вопросам эксплуатации и подготовки к выводу из эксплуатации остановленных энергоблоков, развивающихся по трем основным направлениям: обеспечение безопасного хранения ОЯТ и подготовка его к вывозу; реализация программы удаления просыпей ОЯТ с остановленных блоков; выполнение работ по программе обращения с РАО.

**Ключевые слова:** реактор АМБ, вагон-контейнер, вывод из эксплуатации, отработавшее ядерное топливо, радиоактивные отходы.

**Key words:** AMB reactor, flask car, decommissioning, irradiated fuel, radwaste.

### **ВВЕДЕНИЕ**

Действующие в настоящее время Программы вывода из эксплуатации блоков № 1 (№ 2) Белоярской АЭС приняты к выполнению в 2003 г. Отдельные направления работ – по хранению и подготовке к вывозу отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), обращению с радиоактивными отходами (РАО), повышению безопасности мест локализации просыпей топлива – детализированы в следующих долгосрочных подпрограммах:

- «Программа по обеспечению безопасного хранения и подготовки к вывозу отработавшего ядерного топлива реакторов АМБ Белоярской АЭС»;
- «Программа удаления просыпей облученного ядерного топлива из кладки, систем и элементов оборудования блоков №№ 1,2 Белоярской АЭС»;
- «Рабочая программа по обращению с РАО на АЭС концерна «Росэнергоатом» на период с 2003 по 2008 годы».

Разработка и реализация мероприятий по программам конкретизируются в ежегодных планах тематических мероприятий по подготовке и выводу из эксплуатации блоков 1,2.

### **ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ, СИСТЕМ, ЗДАНИЙ И СООРУЖЕНИЙ БЛОКОВ В СООТВЕТСТВИИ С ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМ РЕГЛАМЕНТОМ**

#### **Реактор**

После останова в 1981 г. выгрузка ОЯТ из реактора №1 проведена с 1981 г. по январь 1987 г. Реактор отключен от всех технологических потоков: вода, пар, азот.

© *Н.Н. Ошканов, В.Ф. Росляков, Б.И. Чубаров, В.А. Махов, Е.А. Винивитин, 2009*

В 2006 г. выполнена герметизация верхнего листа верхней плиты реактора. В реакторе находится 30 полностью погруженных рабочих органов системы управления защитой реактора (СУЗ). Исполнительные механизмы СУЗ обесточены и их электросхемы отключены для предотвращения извлечения рабочих органов. Контуры охлаждения аварийной защиты, автоматического и ручного регулирования реактора опорожнены.

Реактор № 2 остановлен в 1989 г. Из реактора в период 1990 – 1993 гг. полностью выгружены ТВС. В реакторе находятся 80 полностью погруженных рабочих органов СУЗ. Исполнительные механизмы СУЗ обесточены.

Осуществляется контроль температуры, влажности, активности графитовых кладок реакторов №1, 2 с помощью системы контроля реакторного пространства (СКРП), разработанной для контроля параметров реакторов №1, 2 с выгруженной активной зоной.

### **Системы блоков**

Эксплуатация действующего оборудования проводится в соответствии с «Технологическим регламентом эксплуатации 1 очереди БАЭС». Основные контуры блоков и их оборудование не работают и освобождены от технологических сред. В соответствии с проектом и программой законсервированы подогреватели низкого и высокого давления системы регенерации тепла турбины, трубопроводы в их пределах и тепломеханическое оборудование блока № 1.

### **Лицензирование**

В соответствии с действующими нормативными документами в отрасли вывод из эксплуатации начинается после удаления ОЯТ с остановленных блоков. На этап подготовки к выводу из эксплуатации (существующее состояние блоков) получены лицензии на эксплуатацию блоков, остановленных для вывода из эксплуатации [1].

### **БЕЗОПАСНОЕ ХРАНЕНИЕ В БАСЕЙНАХ ВЫДЕРЖКИ (БВ) ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ПОДГОТОВКА ЕГО К ВЫВОЗУ С ПРОМПЛОЩАДКИ 1 ОЧЕРЕДИ БАЭС**

На период до вывоза ОЯТ АМБ с площадки Белоярской АЭС необходимо обеспечить его безопасное хранение. Мероприятия по повышению безопасности хранения ОЯТ АМБ детализированы в решениях:

- «Об установке в чехлы кассет К-17 с ОЯТ реакторов АМБ-100, АМБ-200 в бассейнах выдержки энергоблоков № 1, 2 Белоярской АЭС»;
- «Об обеспечении выполнения противоаварийных мероприятий по безопасному хранению и подготовке к вывозу ОЯТ остановленных реакторов АМБ-100, АМБ-200 Белоярской АЭС»;
- «О выполнении дополнительных мероприятий по обеспечению безопасности при возможной разгерметизации бассейнов выдержки №1 и 2 Белоярской АЭС».

По результатам технико-экономических исследований, обобщению сведений по состоянию ОЯТ АМБ и перспективам обращения с ним рекомендован наиболее перспективный вариант окончательной утилизации ОЯТ АМБ – его радиохимическая переработка. Для выполнения этого направления работ разрабатываются программы обращения с ОЯТ АМБ на предприятии по переработке ОЯТ и технологии разделки и переработки ОЯТ АМБ. Вопрос находится на стадии выработки технических предложений с их последующим анализом; никаких окончательных решений по нему не принято.

По действующим в период 2002–2008 гг. программам по обеспечению безопасного хранения и подготовки к вывозу отработавшего ядерного топлива реак-

торов АМБ Белоярской АЭС выполнены следующие мероприятия.

1. По подготовке к вывозу ОЯТ АМБ:

- изготовлен опытный образец контейнера ТУК-84 для кассет К-17 и проведены его приемочные испытания, в том числе бросковые по нормам МАГАТЭ [7–9] (рис.1);

- изготовлен опытный образец контейнера ТУК-84/1 для кассет К-35 и проведены его приемочные испытания, которые подтвердили возможность его доработки для транспортирования и хранения кассет К-17;

- изготовлена партия пеналов, входящих в состав ТУК-84/1 для кассет К-35 и для кассет К-17;

- изготовлено шесть вагонов-контейнеров ТК-84/1 для перевозки ТУК-84/1, проведены приемочные испытания головного из серии вагона в условиях железнодорожного коридора первой очереди Белоярской АЭС (рис. 2);

- разработан проект по модернизации транспортно-технологической части блоков, изготовлено и смонтировано оборудование для загрузки кассет К-17 в пеналы; завершается изготовление эксплуатационного оборудования для загрузки кассет К-17 в ТУК-84/1;

- проведена реконструкция строительной части железнодорожного коридора блоков и станционных железнодорожных путей для приемки опытного образца вагона-контейнера ТК-84/1.

2. По обеспечению безопасного хранения ОЯТ АМБ на Белоярской АЭС:

- введена в эксплуатацию система очистки вод БВ-1,2 от изотопов цезия [5];

- вырезаны образцы чехловых труб из реперной кассеты-17 и проведены исследования их толщины; изготовлена установка неразрушающего контроля толщины чехловых труб кассет и визуальной оценки повреждений (рис. 3);

- проведены измерения толщины стенок чехловых труб 26 кассет;

- выполнена герметизация комплекса помещений БВ-1,2;



Рис. 1. Бросковые испытания опытного образца ТУК-84



Рис. 2. Вагон-контейнер ТК-84/1 в железнодорожном коридоре блоков №1, 2

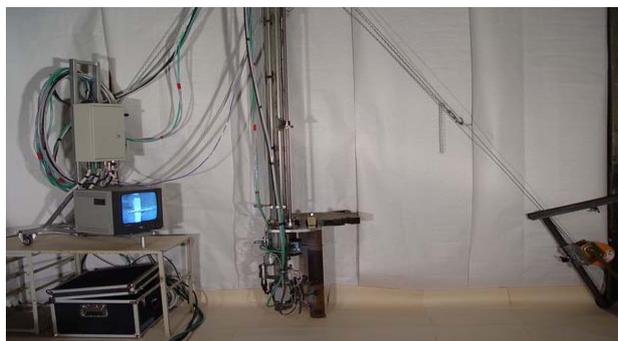


Рис. 3. Общий вид установки неразрушающего контроля толщины стенок чехловых труб

- разработан ТОб при хранении и обращении с ОЯТ АМБ;
- разработана и введена в работу система непрерывного контроля уровня воды в БВ-1,2;
- разработан технический проект на модуль пенального сухого хранилища для кассет с ОЯТ АМБ;
- разработано оборудование и программное обеспечение для обнаружения места течи металлической облицовки БВ;
- проведены стендовые испытания модернизированной оснастки для ремонта облицовки БВ;
- разработан проект, проводятся работы по реконструкции системы опорожнения БВ;
- проведена реконструкция вентиляционных систем для ограничения потенциального выброса радиоактивных аэрозолей при опорожнении любого из бассейнов выдержки;
- проводится обследование строительных конструкций аппаратного отделения для определения остаточного ресурса;
- разработаны программа работ по обращению с кассетами с ОЯТ АМБ при возможном опорожнении БВ и технические предложения по модернизации кранового оборудования и оснастки для дистанционного выполнения работ по перегрузке кассет с ОЯТ;
- для восстановления барьера безопасности, нарушенного вследствие сквозной язвенной коррозии чехловых труб кассет К-17у, и для исключения дальнейшего контакта кассет К-17 с водой БВ принято решение об установке кассет К-17 с ОЯТ в бассейнах выдержки в чехлы; разработана КД опытного образца тонкостенного чехла для кассет К-17, завершается его изготовление; изготовление установочной партии, серийное изготовление и зачехление К-17у планируется выполнить в период 2009–2010 гг.;
- выполняется разработка состава и технологии получения неорганического материала-стабилизатора для заливки в чехол с установленной кассетой К-17у.

### **ВЫПОЛНЕНИЕ ПРОГРАММЫ УДАЛЕНИЯ ПРОСЫПЕЙ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ИЗ КЛАДКИ, СИСТЕМ И ЭЛЕМЕНТОВ ОБОРУДОВАНИЯ БЛОКОВ 1, 2**

Программа предусматривает разработку технологий по удалению просыпей ОЯТ и их переработку в формы, удобные для длительного хранения/захоронения в соответствии с требованиями нормативной документации, и проектов локализации оборудования, содержащего просыпи, с усилением барьеров безопасности и физической защиты. В частности, для локализации просыпей в пределах реактор-

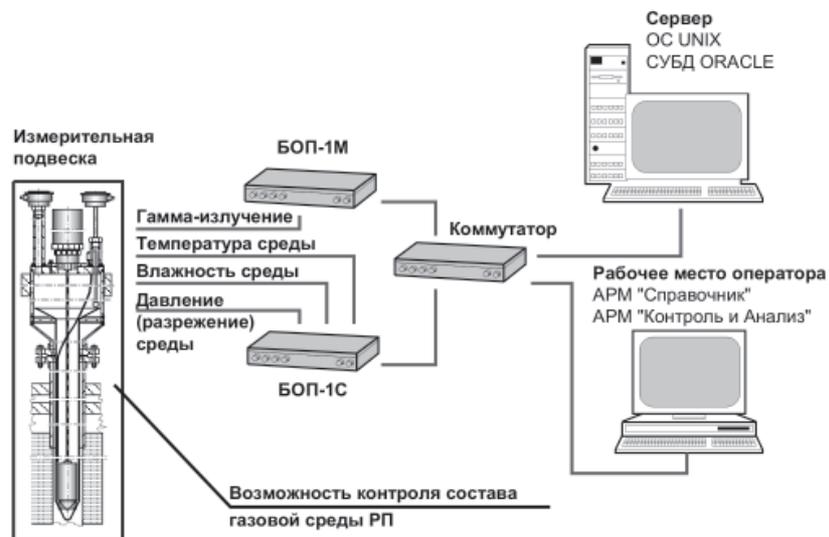


Рис. 4. Состав системы СКРП

ного пространства реакторов АМБ-100,200 для хранения под наблюдением разработаны и реализованы проекты их герметизации.

Разработан проект системы контроля реакторного пространства РП-1,2. Для РП-1 и РП-2 изготовлены, смонтированы и введены в опытную эксплуатацию по одному каналу СК РП (рис. 4, 5).

СК РП контролирует следующие параметры:

- мощность дозы гамма-излучения;
- влажность и температуры газовой среды в графитовой кладке;
- давление (разрежение) газовой среды в реакторном пространстве.

Разрабатываются технологии и установки по переработке реакторного графита, содержащего просыпи ОЯТ (СВС-технология, переработка в расплаве солей). Разрабатывается технология переработки графита, извлеченного из реакторов АМБ-100,200 во время ремонтов графитовых кладок, с последующим хранением в контейнерах.



Рис. 5. Измерительная подвеска реакторного пространства блока № 1

### **ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ (РАО). СУЩЕСТВУЮЩЕЕ ПОЛОЖЕНИЕ**

В настоящее время для переработки РАО используются следующие установки:

- установка сжигания ТРО типа УСТ-25;
- установка прессования типа «Брикет»;
- установка дезактивации металлических РАО методом переплава на индукционной электропечи ИСТ-016.

Переработка радиоактивных отходов на установках выполняется по регламенту.

### **ПРОВЕДЕНИЕ КОМПЛЕКСНОГО ИНЖЕНЕРНОГО И РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ ОБОРУДОВАНИЯ, СИСТЕМ, ЗДАНИЙ И СООРУЖЕНИЙ БЛОКОВ № 1 И 2**

Комплексное обследование оборудования, систем, зданий и сооружений блоков проведено в 2001, 2008 гг. при подготовке комплекта обосновывающих документов на получение лицензий на эксплуатацию.

В отдельное направление работ, потребовавшее разработки и принятия специальной программы (программы удаления просыпей облученного ядерного топлива из кладки, систем и элементов оборудования блоков 1, 2), выделено обследование просыпей топлива в графитовых кладках реакторов, коммуникациях и оборудовании, с ними связанных. Обследование графитовых кладок и оборудования, в том числе и емкостей с жидкими радиоактивными отходами (приемных баков спецводоочистки и емкостей хранилища жидких отходов) потребовало разработки уникальных методик, разработанных в отрасли впервые [2–6]. Обследование выполнено в период 80-90-х годов, получены заключения по ядерной безопасности мест локализации просыпей ОЯТ.

### **РАЗРАБОТКА И ФОРМИРОВАНИЕ БАЗЫ ДАННЫХ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ**

В период 2003–2008 гг. разработана НИКИЭТ опытно-промышленная версия базы данных блоков №1, 2. В настоящее время выполняется подготовка к установке сервера БД на Белоярской АЭС и создание системы информационного обеспечения вывода из эксплуатации первой очереди БАЭС.

#### **Литература**

1. *Кремнев В.А., Елин В.А., Гаврилов С.Д.* Концепция прекращения эксплуатации АЭС в СССР и ряде стран-членов СЭВ//Атомная энергия. – 1990. – Т. 68. – Вып. 5. – С. 371-373.
2. *Фролов В.В., Махов В.А., Морозов В.Г.* Разработка методик и определение мест локализации и массы просыпей отработавшего топлива в реакторе АМБ-100 Белоярской АЭС/Сб. «Проблемы снятия с эксплуатации энергоблоков первой очереди Белоярской АЭС». – Екатеринбург: Изд. Ур. О РАН, 1994. – С. 95-105.
3. *Буланенко В.И., Фролов В.В.* Радиационные характеристики остатков топлива в кладках снятых с эксплуатации уран-графитовых реакторов//Атомная энергия. – 1995. – Т. 78. – Вып. 6. – С. 396-400.
4. *Буланенко В.И., Фролов В.В., Николаев А.Г.* Радиационные характеристики графита снятых с эксплуатации уран-графитовых реакторов//Атомная энергия. – 1996. – Т. 81. – Вып. 4. – С. 304-306.
5. *Шарыгин Л.М., Муромский А.Ю., Моисеев В.Е., Сараев О.М., Морозов В.Г.* Испытания селективного сорбента термоксид-3А для очистки от радионуклидов теплоносителя бассейна выдержки Белоярской АЭС//Атомная энергия. – 1996. – Т. 80. – Вып. 4. – С. 279-282.
6. Методика выполнения измерений состава и активности радионуклидов в пробах ЖРО АЭС на низкофоном спектрометре альфа-излучения типа СЭА/Св. аттестации НПО «ВНИИНМ им. Д.И. Менделеева» № 305/96 от 24.06.96 г.

7. *Анфалова О.В., Воробьева А.И., Краев В.С., Чемеркин М.А., Осокин Л.И.* Конструкция транспортного упаковочного комплекта ТУК-84//Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 6. – С. 419-422.
8. *Васильев А.Ф., Нетемин И.Ф., Субботин С.Г.* Методы и результаты испытаний крупногабаритной модели ТУК-84//Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 6. – С. 441-445.
9. *Кочура И.А., Невзоров В.А., Нетемин И.Ф., Проскурин А.В., Сапожникова М.Б., Таусенев В.В.* Бросковые испытания ТУК-84 на аварийные условия перевозки//Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 6. – С. 445-448.

Поступила в редакцию 27.04.2009

## РАЗРАБОТКА ОПТИМАЛЬНЫХ АЛГОРИТМОВ ВЫВОДА АЭС ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДОВ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

**О.Л. Ташлыков\*, А.Н. Сесекин\*, С.Е. Щеклеин\*, А.Г. Ченцов\*\***

*\* Уральский государственный технический университет-УПИ, г. Екатеринбург*

*\*\* Институт математики и механики УрО РАН*



Определен необходимый объем первичной информации по радиационной обстановке в помещениях энергоблока для разработки систем оптимального планирования работ по выводу АЭС из эксплуатации.

Предложены пути повышения эффективности использования полученной информации по радиационной обстановке для оптимизации последовательности демонтажа радиоактивного оборудования путем математического моделирования с целью минимизации дозовых и материальных затрат.

**Ключевые слова:** алгоритм, вывод из эксплуатации, информация, обеспечение безопасности, оптимизация.

**Key words:** algorithm, decommissioning, information, safety provisions, optimization.

Атомная электростанция (АЭС), как и любой технический объект, имеет свой жизненный цикл, включающий в себя этапы проектирования, изготовления оборудования, строительства, ввода в эксплуатацию, эксплуатации и вывода из эксплуатации.

Вывод АЭС из эксплуатации – процесс многолетний, включающий в себя прохождение энергоблоком ряда этапов демонтажа. Специфика АЭС требует тщательной организационной, научной и технологической проработки и подготовки к выполнению работ, а также заблаговременного накопления финансовых и технических ресурсов на эти цели.

В соответствии с ОПБ-88/97 [1] выводу из эксплуатации должно предшествовать комплексное обследование блока АЭС, на основе материалов которого разрабатывается проект вывода блока АЭС из эксплуатации и подготавливается отчет по обоснованию безопасности при выводе блока АЭС из эксплуатации для получения в Госатомнадзоре России лицензии на вывод из эксплуатации.

В настоящее время вышел ряд нормативных документов, обязывающих вести сбор, систематизацию и хранение информации об истории эксплуатации, производить комплексное инженерное и радиационное обследование (КИРО – комплекс

мероприятий, необходимых для разработки проекта вывода из эксплуатации блока АЭС и направленных на получение информации об инженерно-техническом состоянии зданий, сооружений, строительных конструкций и оборудования, а также о радиационной обстановке в помещениях и на площадке блока АЭС, объемном и поверхностном загрязнении радиоактивными веществами помещений, оборудования и площадки блока АЭС, качественном и количественном составе радиоактивных отходов на блоке АЭС). Эти документы предписывают создавать базы данных (БД) по выводу из эксплуатации блока АЭС, представляющие собой совокупность документально подтвержденных и упорядоченных сведений об эксплуатации блока, инженерных и радиационных обследованиях, результатах расчетных исследований, проектных данных, необходимых для планирования и проведения работ по выводу из эксплуатации, а также о результатах выполнения работ на всех этапах вывода из эксплуатации.

Базы данных по выводу из эксплуатации блока АЭС должны содержать сведения, необходимые для проведения оценок наведенной активности оборудования и строительных конструкций, загрязнения радиоактивными веществами технологического оборудования, помещений и строительных конструкций, для проведения расчетов наведенной и поверхностной активности оборудования и его элементов (о заменах оборудования, облучаемого нейтронами или работающего в контакте с радиоактивными средами, о радионуклидном составе отложений на внутренних поверхностях трубопроводов и оборудования и т.д.).

В настоящее время в стадии вывода из эксплуатации находятся энергоблоки № 1, 2 Белоярской (остановлены в 1983 и 1989 гг.) и Нововоронежской (остановлены в 1984 и 1990 гг.) АЭС. В недалеком будущем будут выводиться из эксплуатации энергоблоки АЭС, пущенные в эксплуатацию в 1970–80-е гг. с учетом продления их проектного срока эксплуатации (рис. 1).

В рамках реализации КИРО коллективом авторов Белоярской АЭС в сотрудничестве с кафедрой «Атомная энергетика» УГТУ-УПИ разработана организационная структура хранения и обработки информации по энергоблокам №1 и №2. Она представляет собой многоуровневую, многосвязную иерархическую систему хра-

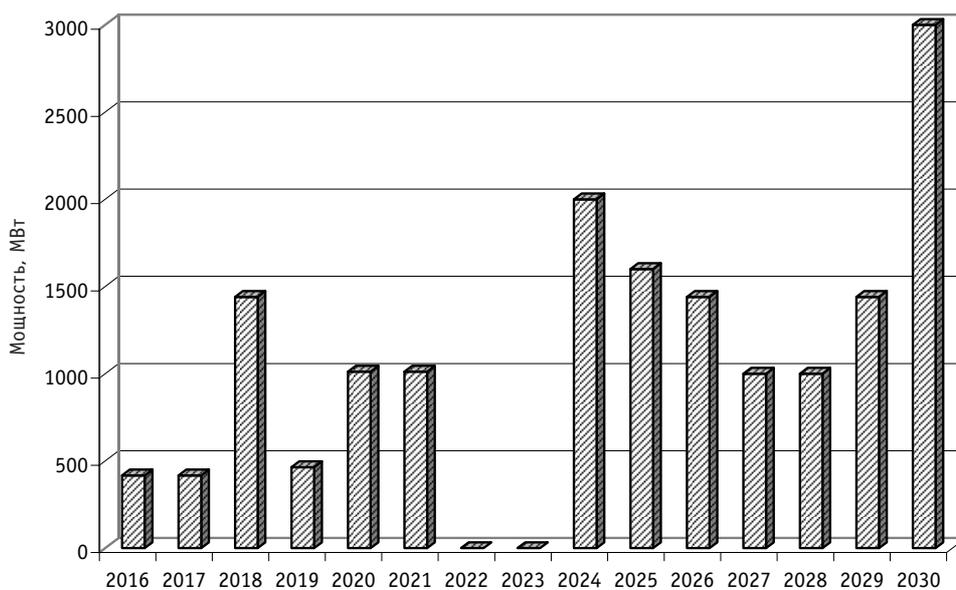


Рис. 1. Мощность энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации

нения и обработки массивов информации по состоянию зданий, сооружений, оборудования и трубопроводов [2].

Эта система позволяет обращаться с информацией, организованной слоями. Информационное содержание слоев может быть разделено по конструктивным элементам (геометрические размеры элементов помещения, характеристики покрытий, расположение штатных и монтажных проемов, оборудования, трубопроводов и т.п.), а также по изменению радиационной обстановки на элементах помещения во времени. Для этого БД содержит общие характеристики, сборочные и детализированные чертежи для расчета поверхностей загрязнения, изометрические схемы трубопроводов, состав оборудования и т.п.

Собираемая информация предназначена для расчета объема отходов от демонтажа и оценки активности, содержащейся в элементах помещения. Объем информации позволяет оценивать активность, находящуюся как в отдельных элементах оборудования, трубопроводов, системах в целом, так и в отдельно взятом помещении. Эти данные могут служить основой для оптимизации радиационных нагрузок персонала, участвующего в демонтажных работах.

В соответствии с [3] вывод из эксплуатации блока АЭС удовлетворяет требованиям безопасности на всех этапах выполнения работ, если его радиационное воздействие на работников (персонал), население и окружающую среду не приводит к превышению действующих на момент выполнения работ, пределов доз облучения работников (персонала) и населения, а также нормативов по выбросам, сбросам и концентрациям радиоактивных веществ в различных природных средах (воздухе, поверхностных и подземных водах, почве).

Вывод из эксплуатации блока АЭС должен осуществляться в соответствии со следующими основными принципами обеспечения безопасности:

- должно обеспечиваться непревышение основных дозовых пределов и других нормативов облучения людей;
- радиационное воздействие на работников (персонал), население и окружающую природную среду должно быть снижено до минимальных разумных значений с учетом социальных и экономических факторов;
- должны выполняться работы, при которых полученная для человека и общества польза превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным к основным дозовым пределам облучением.

Снижение дозовых нагрузок может быть обеспечено за счет мер, требующих значительных затрат (внедрение автоматизированных и роботизированных демонтажных комплексов, проведение дезактивации) и за счет оптимизации последовательности выполнения работ и сроков их проведения.

В Уральском государственном техническом университете-УПИ кафедрами «Прикладная математика» и «Атомная энергетика» в сотрудничестве с Институтом математики и механики УрО РАН разработан ряд расчетных программ, позволяющих минимизировать дозовые затраты персонала объектов использования атомной энергии (например, оптимизация траектории перемещения работника в радиационных полях и последовательности демонтажа радиоактивного оборудования).

В основе разработанных программ лежит одна из наиболее известных задач дискретной оптимизации – задача коммивояжера (ЗК), в которой торговец, начиная с некоторого города, хочет посетить каждый из  $(n-1)$  других городов один и только один раз. В каком порядке должен он посещать города, чтобы минимизировать суммарное пройденное расстояние? Под «расстоянием» можно подразумевать время, издержки или другой измеритель (например, в рассматриваемых задачах – это доза облучения).

В этой задаче исследуются вопросы оптимизации перемещений между заданными пунктами, обычно именуемыми «городами». Задача сочетает простоту постановки и трудности решения, которые имеют чисто вычислительный характер, т.к. существование решения очевидно. Имеется  $N!$  возможных маршрутов, один из которых или несколько дают минимальные издержки, в данном случае коллективную дозу облучения.

В последние годы было предложено много методов решения задачи. Одни из них неэффективны, другие не гарантируют оптимального решения, некоторые требуют принятия интуитивных решений, а это затрудняет программирование для ЭВМ.

Среди методов такого типа наиболее эффективными (в вычислительном отношении) оказались основанные на идеях метода динамического программирования (МДП), поскольку гарантируют оптимальность, обеспечивают удобство программирования решения, а также являются универсальными, т.е. приспособлены для задач различного типа. Речь идет о конкретизации МДП с целью решения ЗК в постановках «обычной» замкнутой и незамкнутой задач. Логика такого использования МДП традиционна: сначала происходит построение функции Беллмана (в обратном «времени»), а затем конструируется маршрут, т.е. некоторая перестановка  $\alpha$ , задающая последовательность выполнения работы, исходя из решения (на каждом шаге) уравнения Беллмана. В результате конечного числа шагов формируется оптимальный маршрут [5].

В работе [6] подробно рассмотрено теоретическое обоснование использования метода динамического программирования для оптимизации перемещения работников в радиационных полях и реализация разработанного алгоритма.

Объекты технического обслуживания и ремонта (ТОиР), рассматриваемые в данной расчетной схеме, могут располагаться в различных помещениях (боксах) и на различных высотных отметках. Путь между объектами в расчетной схеме выражается в виде эффективной дозы облучения  $E_{a-b}$ , получаемой в процессе движения между обслуживаемыми объектами  $a-b$ :

$$E_{a-b} = \sum P_i \cdot k \cdot t_i, \quad (1)$$

где  $P_i$  – радиационный параметр  $i$ -й зоны (мощность дозы, мощность воздушной кермы и т.д.);  $k$  – коэффициент перехода от радиационного параметра  $P_i$  к эффективной дозе;  $t_i$  – время, за которое работник пересечет  $i$ -ю зону с радиационным параметром  $P_i$

$$t_i = \frac{S_i}{v_i}, \quad (2)$$

где  $S_i$  – ширина  $i$ -й зоны, м;  $v_i$  – скорость движения работника в  $i$ -й зоне, м/с.

В этой задаче используется так называемое уравнение Беллмана, модифицированное для рассматриваемой ЗК. Решение включает в себя рекуррентное построение слоев функции Беллмана, т.е.  $V_1, V_2, \dots, V_N$ , и на этой основе построение оптимального маршрута обхода «городов» (обслуживаемых объектов)  $\alpha = (\alpha(1), \alpha(2), \dots, \alpha(N))$ , где  $\alpha$  – перестановка целых чисел  $1, 2, \dots, N$ , задающих маршрут (последовательность выполнения работ).

Для оценки эффективности оптимизации пути перемещения были просчитаны несколько реальных вариантов движения работников в зоне контролируемого доступа. Были рассмотрены варианты задач замкнутого (работник должен войти и выйти через один вход) и незамкнутого (вход в одном, выход в другом месте) типов. Результаты показали, что оптимизация пути перемещения персонала позволяет сократить «транзитную» дозу облучения примерно на 20% [6].

Разработанный алгоритм стал базовым для расширения диапазона использования МДП, в частности для решения такой важной задачи как минимизация облучения при проведении масштабных работ по демонтажу оборудования энергобло-

ков АЭС, выводимых из эксплуатации. Задача имеет важное социальное значение с точки зрения минимизации коллективной дозы облучения. Так, по данным концерна «Энергоатом» ориентировочные дозозатраты на работы по демонтажу оборудования одного энергоблока с РБМК-1000 составляют более 100 чел.Зв при трудозатратах примерно 1,5 млн. чел.ч.

В отдельных помещениях и боксах выводимых из эксплуатации энергоблоков находятся объекты (трубопроводы, оборудование и т.д.) с различной степенью радиоактивности. Одновременно с этим трудозатраты на демонтаж каждого из этих объектов различны. Общая доза облучения, получаемая работниками при демонтажных работах в помещении или на площадке, будет зависеть от времени их пребывания в радиационных полях, создаваемых радиоактивными объектами.

Формулировкой этой задачи является определение оптимальной последовательности демонтажа радиоактивных объектов с целью минимизации облучения персонала [7]. Особенностью, осложняющей решение задачи, является зависимость уровня радиационного фона в помещении при выполнении очередной работы от «невывключенных» (недемонтированных) объектов. Например, при демонтаже  $N$  объектов в последовательности  $\alpha(1), \alpha(2), \dots, \alpha(N)$  эффективная доза облучения

$$E = k \cdot t_{\alpha(1)}(P_{\alpha(1)} + P_{\alpha(2)} \dots P_{\alpha(N)}) + k \cdot t_{\alpha(2)}(P_{\alpha(2)} + P_{\alpha(3)} \dots P_{\alpha(N)}) + \dots + k \cdot t_{\alpha(N)} P_{\alpha(N)}, \quad (3)$$

где  $P_{\alpha(i)}$  – радиационный параметр, создаваемый  $i$ -м элементом;  $k$  – коэффициент перехода от радиационного параметра к эффективной дозе;  $t_{\alpha(i)}$  – время демонтажа  $i$ -го элемента (в данной задаче  $t_{\alpha(i)}$  не зависит от номера последующего демонтируемого объекта), т.е. при демонтаже  $i$ -го элемента исключается дальнейшее его влияние на облучение в виде радиационного параметра  $P_{\alpha(i)}$ .

Для этой задачи, которая отличается от стандартной задачи коммивояжера тем, что затраты на переход от объекта к объекту зависят не только от этих двух объектов, но и от множества еще не обойденных объектов, разработана процедура метода динамического программирования, получено уравнение Беллмана, разработан алгоритм построения функции Беллмана и осуществлена его программная реализация для ряда примеров. В качестве примера проведем оценку дозозатрат персонала при демонтаже 12 объектов в различной последовательности на основании исходных данных, приведенных в табл. 1.

Результаты расчетов по разработанной программе максимальной и минимальной доз облучения при демонтаже объектов в различной последовательности приведены в табл. 2.

Как видно из результатов расчета, существует значительный потенциал в снижении дозовых нагрузок путем оптимизации последовательности демонтажа радиоактивного оборудования (например, в рассмотренном примере более, чем в два раза).

Таблица 1

Номер объекта	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Мощность дозы, мЗв/ч	0,86	0,65	0,72	1,12	1,15	1,08	0,61	0,4	0,47	0,36	0,58	0,9
Время демонтажа объекта, чел.ч	1,6	1,9	1,2	2,1	3,3	0,9	4,2	2,8	3,5	4,7	3,2	2,4

Таблица 2

Последовательность демонтажа объектов	Доза, мЗв
10 → 9 → 8 → 7 → 11 → 2 → 5 → 12 → 4 → 1 → 3 → 6	207
6 → 3 → 1 → 4 → 12 → 5 → 2 → 11 → 7 → 8 → 9 → 10	97

Однако в реальных условиях на дозу облучения дополнительное влияние будет оказывать фактор расстояния. Кроме того демонтаж радиоактивного оборудования не может проводиться в любой последовательности. Возникают ограничения, связанные с порядком демонтажа некоторых объектов (например, расположенных на различных высотных отметках, связанных конструкционно). Отсюда возникает задача оптимизации с учетом фактора расстояния и ограничениями в виде условий предшествования. Это в определенной мере сокращает количество переборов при решении, но требует разработки специального подхода, при котором сокращается число возможных вариантов «обхода». Для этой задачи также разработана процедура метода динамического программирования, получено уравнение Беллмана, разработан алгоритм и выполняются работы по осуществлению его программной реализации [8].

### **ВЫВОДЫ**

1. Только комплексное радиационное и инженерное обследование дает возможность построить сценарий вывода объекта использования атомной энергии из эксплуатации и решить задачу оптимизации радиационных нагрузок на персонал.

2. Одним из эффективных расчетных путей оптимизации радиационных нагрузок персонала, участвующего в демонтажных работах, является метод динамического программирования.

3. Для более точной оценки влияния оптимизации последовательности демонтажа радиоактивного оборудования на минимизацию облучения персонала необходимо провести программную реализацию алгоритма решения поставленной задачи с учетом влияния фактора расстояния и условия предшествования отдельных операций при демонтаже.

### **Литература**

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97 (ПНАЭ Г-01-011-97). – М.: Госатомнадзор России, 1997.
2. *Киреев Л.Г., Щеклеин С.Е.* Разработка и внедрение компьютерных баз данных по состоянию помещений и оборудования 1 очереди Белоярской АЭС в пределах главного корпуса/Сб. трудов VII научно-технической конференции «40 лет работы Белоярской АЭС» (Заречный, 2004). – Заречный: Издательский дом «Пятница», 2004. – Т. 3. – С.195-209.
3. Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции (НП-012-99). – М.: Госатомнадзор России, 2000
4. *Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Маркелов Н.И.* Оптимизация ремонтных работ с учетом дозовых затрат персонала/Сб. пленарных и секционных докладов V Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (Москва, 19-21 апреля 2006 г.). – М.: Росэнергоатом, 2006. – С. 251-254.
5. *Ченцов А.Г.* Экстремальные задачи маршрутизации и распределения заданий: вопросы теории. – Ижевск: НИЦ «Регулярная и хаотическая динамика», Ижевский институт компьютерных исследований, 2008. – 240 с.
6. *Сесекин А.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Куклин М.Ю., Ченцов А.Г., Кадников А.А.* Использование метода динамического программирования для оптимизации траектории перемещения работников в радиационно опасных зонах с целью минимизации облучения// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №2. – С. 41-48.
7. *Ташлыков О.Л., Сесекин А.Н., Ченцов А.Г., Щеклеин С.Е.* О проблеме снижения облучаемости персонала при демонтаже радиоактивного оборудования снимаемых с эксплуатации объектов использования атомной энергии/Безопасность критических инфраструктур и территорий: Тез. докладов II Всероссийской конференции и XII Школы молодых ученых (Екатеринбург, 9-12 декабря 2008 г.). – Екатеринбург: УрО РАН, 2008. – С. 218-220.
8. *Ченцов А.А., Ченцов А.Г.* Метод динамического программирования в обобщенной задаче курьера// Известия РАН. Теория и системы управления. – 2008. – №3. – С.143-153.

Поступила в редакцию 30.03.02009

УДК 621.039.526

## ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО РЕЖИМА ОТРАБОТАВШИХ ТВС РЕАКТОРОВ ПЕРВОЙ ОЧЕРЕДИ БЕЛОЯРСКОЙ АЭС В УСЛОВИЯХ «СУХОГО» ХРАНЕНИЯ

**С.В. Богатов, В.П. Забегаев, А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Статья содержит расчетно-экспериментальные исследования температурного режима штатного чехла с 35 ОТВС при его сухом хранении в технологической шахте. Исследования показали, что разогрев от остаточного тепловыделения не приводит к чрезмерному росту температуры даже в условиях полного отсутствия теплоотвода вентиляцией.

**Ключевые слова:** отработавшие ТВС, охлаждение, «сухое» хранение, температурный режим, шахта.

**Key words:** irradiated fuel sub-assemblies, cooling, dry storage, temperature behaviour, pit.

Отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) реакторов первой очереди Белоярской АЭС после вывода их из эксплуатации были полностью выгружены и находятся на хранении в бассейнах выдержки (БВ). Переход на «сухое» хранение ОТВС может быть обусловлен необходимостью опорожнения бассейнов при появлении неконтролируемых протечек. Для обоснования возможности «сухого» хранения ОТВС специалистами Белоярской АЭС проведены расчетно-экспериментальные исследования температурного режима при сухом хранении штатного чехла с 35 ОТВС в технологической шахте ТШ1 блока № 2.

Технологические шахты (ТШ) центральных залов (ЦЗ) первой очереди Белоярской АЭС были предназначены проектом для хранения аварийных каналов, специального инструмента и приспособлений, используемых при ремонтно-восстановительных работах на реакторах.

ТШ представляет собой корпус, основной частью которого является стальная труба  $\varnothing 820 \times 10$ , вмонтированный в цилиндрические вертикальные проходки в массиве монолитного железобетона, разделяющего шахту реактора и помещения бассейна выдержки ОТВС. ТШ оборудованы системой дренирования и вентиляции. Сверху ТШ закрывается защитной крышкой.

Для натурных исследований модели «сухого» хранения ОТВС и определения температурного режима в шахту для хранения аварийных каналов, расположенную в ЦЗ-2 первой очереди, был установлен чехол № 246 с 35-ю ОТВС.

© С.В. Богатов, В.П. Забегаев, А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум, 2009

**РАСЧЕТ ТЕМПЕРАТУРНОГО РЕЖИМА**

Для определения температурного режима бетона при сухом хранении отработавших каналов реактора АМБ-200 был выполнен расчет чехла № 246. В отчете [1] была определена мощность остаточного энерговыделения всех каналов в БВ2, в том числе и находящихся в чехле № 246. На конец 1995 г. остаточное энерговыделение данного чехла составляло 350 Вт. Перерасчет энерговыделения на конец 2001 г. дал величину 132,7 Вт.

Начальная температура в шахте и собственно материала шахты (бетон и облицовочный металл) составляла  $\sim 22^\circ\text{C}$ .

После установки в шахту чехла с каналами в ней начинаются нестационарные процессы теплопроводности, характеризующиеся изменением температуры  $t$  во времени  $\tau$ , заключающиеся в следующем:

- разогрев каналов и металла чехла в газовой среде за счет внутренних источников тепла;
- разогрев воздуха в шахте за счет конвективного теплообмена;
- передача тепла облицовочному металлу шахты и бетону за счет конвективного теплообмена и теплового излучения;
- разогрев массы бетона шахты за счет теплопередачи;
- охлаждение бетона за счет конвективного теплообмена между наружной стенкой шахты и окружающим воздухом.

При установившемся стационарном режиме (т.е. при  $\tau \rightarrow \infty$ ) все тепло, выделяемое в чехле, будет отводиться через наружную поверхность шахты, и можно определить предельные значения температуры бетона [2–4].

Максимальный перепад температур между наружной поверхностью шахты ( $t_{hi}$ ) и воздухом определяется путем итерационных расчетов по формулам (1)–(4). Сначала по критериальным зависимостям определяется коэффициент теплоотдачи в большом объеме газа. Критерий Грасгофа равен

$$Gr_{hb} = \frac{\beta_b \cdot h^3 \cdot g \cdot \Delta t_i}{\nu_b^2}, \quad (1)$$

где  $\beta_b$ ,  $1/\text{K}$  – температурный коэффициент объемного расширения воздуха при средней температуре  $(t_{hi} + 22)/2$ ;  $h$ , м – высота наиболее эффективного теплообмена;  $g$ ,  $\text{м}/\text{с}^2$  – ускорение свободного падения;  $\Delta t_i = t_{hi} - 22$ ,  $^\circ\text{C}$  – начальный перепад температур;  $\nu_b$ ,  $\text{м}^2/\text{с}$  – коэффициент кинематической вязкости воздуха при средней температуре  $(t_{hi} + 22)/2$ .

В зависимости от величины произведения критериев Грасгофа и Прандтля определяется критерий Нуссельта

- при  $10^3 < Gr_{hb} \cdot Pr_b < 10^9$  (ламинарный режим)

$$Nu_b = 0,76 \cdot (Gr_{hb} \cdot Pr_b)^{0,25}; \quad (2a)$$

- при  $Gr_{hb} \cdot Pr_b > 10^9$  (турбулентный режим)

$$Nu_b = 0,15 \cdot (Gr_{hb} \cdot Pr_b)^{0,33}. \quad (26)$$

Таким образом,

$$\alpha_{кн} = Nu_b \cdot \lambda_b / h, \text{ Вт}/\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C}, \quad (3)$$

здесь  $\lambda_b$ ,  $\text{Вт}/\text{м} \cdot ^\circ\text{C}$  – коэффициент теплопроводности воздуха.

Далее с помощью проверочного расчета определяется новый перепад температур между наружной поверхностью шахты и воздухом и сравнивается с заданным:

$$\Delta t_{i+1} = N_{ост} / (\alpha_{кн} \cdot F_b), \text{ } ^\circ\text{C}, \quad (4)$$

где  $N_{ост}$ , Вт – мощность остаточного энерговыделения каналов в чехле (132,7 Вт);  $F_b$ ,  $\text{м}^2$  – площадь наружной поверхности шахты.

Путем данного итерационного расчета определен максимальный перепад температур, который при принятой высоте наиболее эффективного теплообмена 6 м составил величину  $\sim 1^\circ\text{C}$ . Следовательно, температура наружной стенки шахты равна  $\sim 23^\circ\text{C}$ .

Для определения температуры внутренней поверхности бетона шахты использована формула для теплопроводности через цилиндрическую стенку:

$$t_{вн} = t_n + \frac{q_l}{2 \cdot \pi} \cdot \frac{1}{\lambda_b} \cdot \ln \frac{d_n}{d_{вн}}, \text{ } ^\circ\text{C}, \quad (5)$$

где  $q_l = N_{осм}/h = 132,7/6 \approx 22,1$  Вт/м – удельный тепловой поток через стенку;  $\lambda_b = 0,9$ , Вт/м $\cdot^\circ\text{C}$  – коэффициент теплопроводности бетона плотностью 2300 кг/м $^3$ ;  $d_{вн}$ ,  $d_n$ , м – внутренний и наружный диаметры бетона шахты (0,82 и 3,6 м).

Определенная по формуле (5) температура внутренней поверхности шахты составила  $28,8^\circ\text{C}$ .

Перепад температуры на толщине металлической облицовки шахты (0,01 м) рассчитывается также по формуле (5) при  $\lambda_{ст} = 58$  Вт/м $\cdot^\circ\text{C}$  и составляет очень малую величину ( $< 0,1^\circ\text{C}$ ).

Температуру воздуха внутри шахты определяли итерационными расчетами по формулам (1)–(4), приняв начальный перепад температур за  $\Delta t_j = t_{вшj} - 28,8^\circ\text{C}$ . Свойства воздуха выбираются для соответствующих температур. Результирующий перепад температур составил  $\sim 1,1^\circ\text{C}$ .

Таким образом, установившаяся температура воздуха в шахте должна составить  $\sim 29,9^\circ\text{C}$ .

Результаты расчетов температурного режима шахты при установке в нее чехла с отработавшими каналами мощностью 132,7 Вт для установившегося стационарного режима теплообмена представлены на рис. 1.

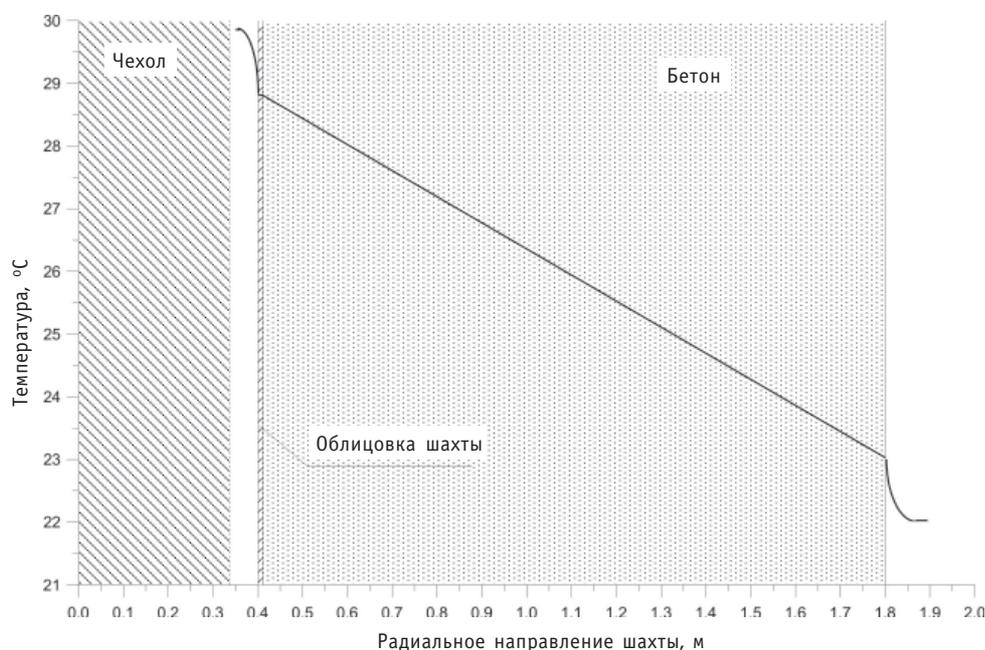


Рис. 1. Пределные температуры по радиусу шахты для хранения аварийных каналов при установившемся режиме теплообмена

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕМПЕРАТУРНОГО РЕЖИМА ОТВС В ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ШАХТЕ № 1 ЦЗ-2

Для экспериментального подтверждения результатов расчетов были проведены непосредственные измерения температурного режима технологической шахты ТШ1 блока № 2 с установленным в ней 35-местным чехлом № 246, заполненным отработавшими ТВС.

Для выполнения измерений был изготовлен термозонд, в состав которого входят три термоэлектрических преобразователя ТХА 2076 по ГОСТ 661674 и один термометр сопротивления Гр.23. Термометр сопротивления подключен к автоматическому самопишущему мосту сопротивления КСМ2 (кл. 0,5), а термопары – через блок холодных спаев и переключатель выбора измерительного канала к комбинированному цифровому прибору Щ3011 (кл. 0,06).

Размещение точек контроля вдоль образующей ТШ1 (рис. 2) соответствует следующей привязке относительно центра активной зоны ОТВС, установленных в чехле:

ТЭП № 1 – ( $L=9$  м от головки канала) центр а.з., отм. 6,60;

ТЭП № 2 – ( $L=6$  м от головки канала) верх а.з., отм. 9,60;

ТЭП № 3 – ( $L=3$  м от головки канала) на 3 м выше а.з., отм. 12,60.

Место расположения термометра сопротивления совмещено с ТЭП № 2.

Температура свободных концов ТЭП поддерживалась близкой  $0^{\circ}\text{C}$  путем помещения их в термостат с тающим льдом. Контроль температуры в термостате осуществлялся лабораторным термометром ТЛ7а, № 301, ГОСТ 224571 (цена деления  $0,2^{\circ}\text{C}$ ).

Измерения в первые 10 суток выполнялись непрерывно автоматическим самопишущим мостом (запись на диаграммной ленте) и периодически (2–12 часов) комбинированным цифровым прибором. Перевод показаний милливольтметра в температуру производился по «Номинальным статическим характеристикам преобразования» (ГОСТ Р 8.5852001). В дальнейшем измерения выполнялись с различной периодичностью от 1 раза в сутки до 1 раза в месяц.

Измерения температуры в ТШ1 были начаты 14.12.2001. Температура в пустой шахте на начало измерений составила  $23,4; 21,9; 21,4^{\circ}\text{C}$ , начиная с нижней точки соответственно.

В 10:30 17.12.2001 в ТШ1 был установлен чехол № 246, а устье шахты было закрыто теплоизоляционными матами и крышкой.

Наблюдения за изменением температуры в ТШ1 велись в течение 37 суток. Результаты наблюдений представлены на рис. 3.

Максимальная скорость разогрева наблюдалась после переукладки теплоизоляции и составляла  $\sim 3^{\circ}\text{C}/\text{ч}$ . В дальнейшем она снизилась, и к истечению десятых суток рост температуры практически прекратился.

Установившийся температурный режим в ТШ1 составил  $31, 31$  и  $27^{\circ}\text{C}$  снизу вверх соответственно.

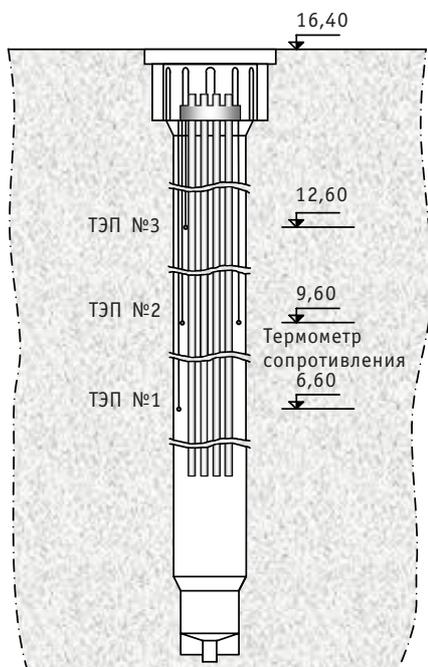


Рис. 2. Схема расположения точек контроля в ТШ1

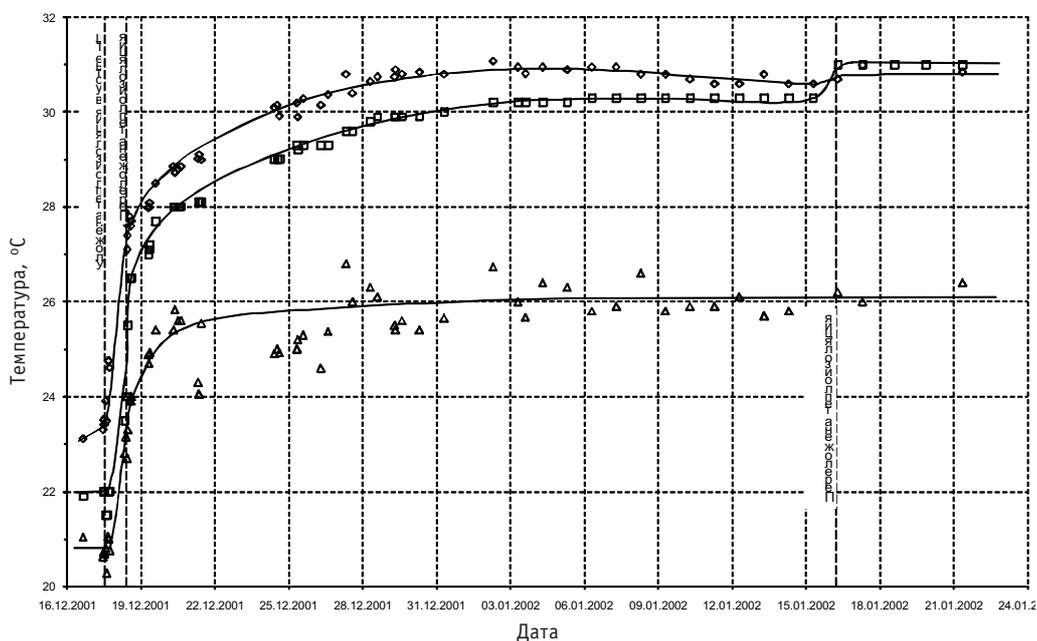


Рис. 3. Изменение температуры воздуха в ТШ1 с установленным в ней чехлом № 246:  $\diamond$  – Т1 отм. 6,60 м (центр а.з.);  $\square$  – Т2 отм. 9,60 м (верх а.з.);  $\triangle$  – Т3 отм. 12,60 м

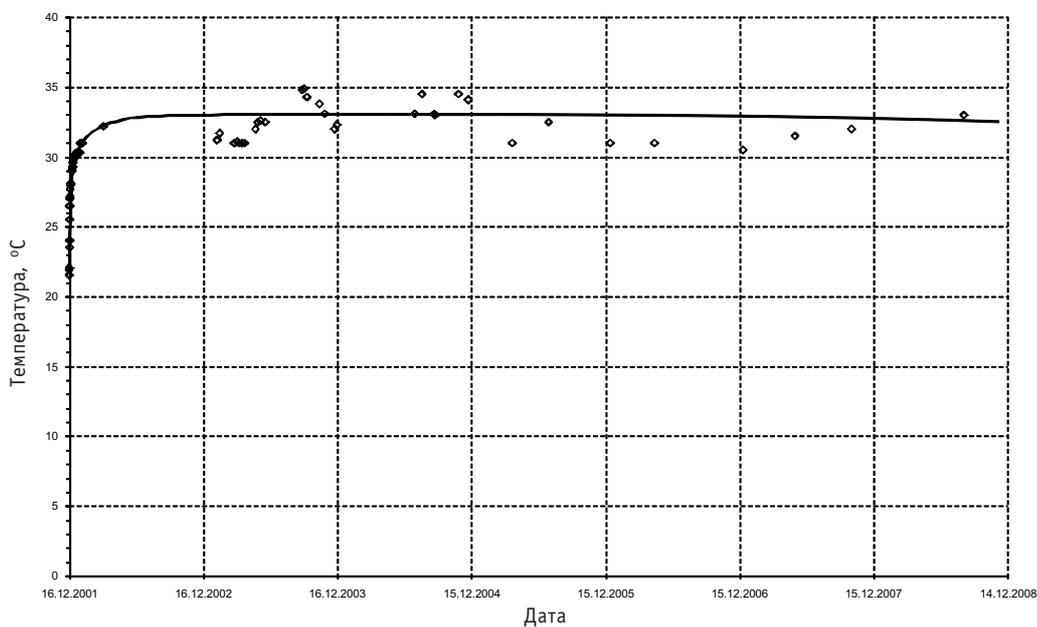


Рис. 4. Изменение температуры воздуха в ТШ-1 с установленным в ней чехлом № 246 (по показаниям термометра сопротивления отм. 9,6 – верх а.з.)

Для контроля установившегося температурного режима в течение 2003–2008 гг. проводились периодические измерения термометром сопротивления (Т2). Результаты наблюдений представлены на рис. 4.

## ВЫВОДЫ

Расчет температурного режима технологической шахты с установленными в нее ОТВС суммарной мощностью ~133 Вт показал, что в установившемся режиме предельные температуры составят:

- воздух в шахте ~30°C;
- внутренняя поверхность покрытия шахты ~29°C;
- наружная поверхность стен шахты ~23°C.

Экспериментальные исследования подтвердили результаты расчетов.

1. Разогрев 35-местного чехла с ОТВС от остаточного тепловыделения суммарной мощностью ~133 Вт, установленного в сухую технологическую шахту, не приводит к чрезмерному росту температуры даже в условиях полного отсутствия теплоотвода вентиляцией. Выход на установившийся уровень температур воздуха в шахте происходит за период около 10 суток.

2. Установившаяся максимальная температура воздуха в ТШ1, наблюдаемая на уровне центра активной зоны ОТВС, составила ~31°C, что практически совпадает с результатами расчетных исследований, по результатам которых температура воздуха в шахте составляет ~30°C.

3. Измерения термометром сопротивления продолжались с января 2003 г. по август 2008 г. Наблюдения показали, что температура в ТШ1 практически осталась на прежнем установившемся уровне (31–35°C).

## Литература

1. Расчетный анализ теплового режима бассейнов выдержки первой очереди Белоярской АЭС и радиационной обстановки над перекрытием бассейнов при сухом хранении отработавших ТВС/ГНЦ РФ-ФЭИ. Отчет о НИР. Инв. №9119, 1995 г.
2. *Михеев М.А., Михеева И.М.* Основы теплопередачи – М.: Энергия, 1973.
3. *Аметистов Е.В., Григорьев В.А., Емцов Б.Т. и др.* Тепло- и массообмен. Теплотехнический эксперимент: Справочник/Под общ. ред. В.А. Григорьева и В.М. Зорина – М.: Энергоиздат, 1982 (Теплоэнергетика и теплотехника).
4. *Чиркин В.С.* Теплофизические свойства материалов ядерной техники. Справочник – М.: Атомиздат, 1968 г.

Поступила в редакцию 15.05.2009

## МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ РАСЧЕТОВ ТЕМПЕРАТУРЫ ТОПЛИВА В ТВЭЛАХ ТВС РЕАКТОРА БН-600

**С.В. Богатов, М.Г. Киреев**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Статья содержит методику определения максимальной температуры топлива и расчетные исследования температурного режима топлива в ТВЭлах ТВС различного типа при эксплуатации в реакторе БН-600. Рассмотрено влияние ураната натрия в зазоре между топливом и оболочкой ТВЭла на процессы теплопередачи.

**Ключевые слова:** коэффициент теплопередачи, оболочка ТВЭла, температурный режим, теплообмен, уранат натрия.

**Key words:** heat-transfer coefficient, cladding of the fuel pin, temperature behaviour, heat exchange, sodium uranate.

Определение максимальной температуры топлива, распределение температуры по сечению топлива являются важнейшими задачами при эксплуатации ТВС (особенно экспериментальных), что возможно осуществлять только расчетными методами. Следует также отметить, что безопасность эксплуатации ЯЭУ определяется и запасом до температуры плавления топливной композиции ТВЭлов ТВС.

С другой стороны, работоспособность оболочек ТВЭлов ТВС и их ресурс определяются в значительной степени следующими факторами: распределением агрессивных продуктов деления топлива (I, Te, Cs) в зазоре топливо-оболочка, состоянием газового зазора. Действие этих факторов способствует коррозированию оболочки со стороны топлива и определяется (в значительной степени) температурными условиями эксплуатации элементов ТВЭлов ТВС.

Для определения температуры топлива необходимо уметь рассчитывать подогрев теплоносителя, а также коэффициенты теплоотдачи от теплоносителя к оболочке ( $\alpha$ ), теплопроводности оболочки ( $\lambda_{об}$ ), теплопередачи через зазор топливо-оболочка ( $\alpha_3$ ) и теплопроводности топлива ( $\lambda_T$ ) для каждого ТВЭла в произвольном сечении по высоте активной части ТВС. Наибольшую неопределенность имеет величина коэффициента теплопередачи через газовый зазор в ТВЭле. Эта неопределенность связана с существенным технологическим допуском на размеры топливных втулок, а также на величину внутреннего диаметра оболочки ТВЭла, с возможным перекосом этих втулок при наборе топливного столба и т.д.

Другим источником неопределенности коэффициента теплопередачи через газовый зазор является сложный характер процессов газовойделения из топлива и

перераспределения газообразных продуктов деления под воздействием облучения, а также радиационного формоизменения топлива и оболочки. Все это значительно затрудняет оценку величины  $a_3$  расчетным путем.

### МЕТОДИКА РАСЧЕТА

Теплообмен между оболочкой твэла ТВС и топливом обуславливается теплопроводностью газового зазора, тепловым излучением и теплообменом через пятна непосредственного контакта топлива с оболочкой.

1. В качестве базовой модели для определения величины зазора между топливом и оболочкой для твэлов ТВС быстрых реакторов используется модель Огумы [1]. С учетом выгорания топлива в твэле зависимость имеет вид

$$G(B) = 0,59 \cdot C \cdot \exp(-0,039 \cdot A) + 0,41 \cdot C \cdot \exp(-(0,0039 \cdot A + 0,95 \cdot B)) \text{ мкм}, \quad (1)$$

где  $A = q_l - 60$ ,  $q_l$ , Вт/см – удельная линейная нагрузка на твэл ТВС;

$B$ , МВт·сут/кг – выгорание топлива;

$C = G_0 - (\Delta d + K) - (\Delta d_f - \Delta d_{o6})$ , здесь  $G_0$ , мкм – начальный диаметральный зазор;  $\Delta d = 3,6 \cdot d$ , мкм – величина «прыжка» таблетки топлива;  $d$ , мм – диаметр таблетки;

$\Delta d_f = d_f \cdot \alpha_f \cdot (\bar{t}_f - t_0)$ , мкм – термическое расширение топлива;

$\Delta d_{o6} = d_{o6} \cdot \alpha_{o6} \cdot (\bar{t}_{o6} - t_0)$ , мкм – термическое расширение оболочки, где  $\alpha_f$ ,  $\alpha_{o6}$ , 1/град – средние коэффициенты температурного расширения топлива и оболочки;

$\bar{t}_f$ ,  $\bar{t}_{o6}$ , °C – средние температуры топлива и оболочки;  $t_0$ , °C – температура среды, при которой производится измерение геометрии твэлов ТВС;  $K = K_1 + K_2$  – изменение газового зазора, обусловленное распуханием таблетки топлива и оболочки твэла, где  $K_1$ ,  $K_2$ , мкм – изменение диаметров таблетки топлива и оболочки твэла соответственно.

Экспериментальная оценка величины распухания топлива для твэлов ТВС реактора БН-600 составляет ~1%  $\Delta V/V$  на 1% выгорания топлива. Таким образом, изменение диаметра таблетки топлива составляет

$$K_1 = \frac{1}{29,1} \cdot \beta, \text{ мкм}, \quad (2)$$

где  $\beta$ , МВт·сут/кг – максимальное выгорание топлива в твэле.

Величина распухания диаметра оболочек твэлов ТВС ( $K_2$ ) определяется путем статистического анализа данных измерения геометрии твэлов в «горячей камере» блока №3 Белоярской АЭС.

2. Коэффициент теплопередачи (термической проводимости) межконтактной среды зазора определяется с учетом коэффициента тепловой аккомодации, характеризующего эффективность энергообмена газовых молекул с твердой стенкой, длин температурных скачков на границах зазора [2], а также теплового излучения от топлива к оболочке [3].

Коэффициент тепловой аккомодации определяется по формуле

$$\xi_T = 1 - (1 - \xi_0) \cdot \exp\left[-\frac{E_0}{K \cdot T}\right], \quad (3)$$

где  $E_0$ , Дж – пороговая энергия;  $K = 1,38 \cdot 10^{-23}$ , Дж/К – постоянная Больцмана;  $T$ , К – абсолютная температура газа;  $\xi_0 = \frac{\mu}{2 \cdot (1 + \mu)}$ , здесь  $\mu = m/M$  – отношение масс атомов газа и стенки.

Длина свободного пробега молекул газа, находящегося в зазоре между топливом и оболочкой твэла, определяется по выражению

$$\bar{l} = \frac{K \cdot T}{\sqrt{2} \cdot \pi \cdot D^2 \cdot P}, \text{ м}, \quad (4)$$

где  $D$ , м – диаметр молекулы газа (для гелия  $2,44 \cdot 10^{-10}$  м; для ксенона  $4,36 \cdot 10^{-10}$  м, для криптона  $3,96 \cdot 10^{-10}$  м);  $P$ , Па – давление газа под оболочкой (по данным измерений в «горячей камере», для ТВС, эксплуатировавшихся в активной зоне три микрокампании, давление газа составляет  $\sim 1,5 \cdot 10^6$  Па в холодном состоянии).

Длина температурных скачков на границах зазора равна

$$g = \frac{2 - \xi_T}{2 \cdot \xi_T} \cdot \bar{l}, \text{ м}. \quad (5)$$

С учетом вышеизложенного, коэффициент теплопередачи межконтактной среды определяется следующим образом:

$$\alpha_c = \frac{\lambda_c}{G/2 + g_1 + g_2} + 4 \cdot \epsilon_{np} \cdot \sigma \cdot T^3, \text{ Вт/м}^2 \cdot \text{°C}, \quad (6)$$

где  $\lambda_c$ , Вт/м·°C – коэффициент теплопроводности газа;  $g_1, g_2$ , м – длины температурных скачков на границах газовой зазор-стенка;  $\epsilon_{np} = \frac{1}{1/\epsilon_f + 1/\epsilon_{o6} - 1}$  – приведенная степень черноты;  $\sigma = 5,67 \cdot 10^{-8}$  Вт/м<sup>2</sup>·К<sup>4</sup> – постоянная Стефана-Больцмана;  $T = (T_f + T_{o6})/2$ , К – средняя абсолютная температура газа в зазоре, где  $T_f, T_{o6}$  – абсолютные температуры топлива и оболочки твэла.

3. Коэффициент теплопередачи пятен непосредственного контакта топлива и оболочки (при  $G \leq 0$ ) зависит от степени обработки поверхностей теплообмена и определяется следующим образом [2]:

$$\alpha_n = \frac{\lambda_T}{a_0} \cdot \left( \frac{P_\alpha \cdot a_0}{E \cdot \bar{h}} \right)^\omega, \text{ Вт/м}^2 \cdot \text{°C}, \quad (7)$$

где  $\lambda_T = \frac{2 \cdot \lambda_f \cdot \lambda_{o6}}{\lambda_f + \lambda_{o6}}$ , Вт/м·°C – эффективный коэффициент теплопроводности;

$\frac{1}{E} = \frac{1 - \nu_f^2}{E_f} + \frac{1 - \nu_{o6}^2}{E_{o6}}$ , 1/Па – эффективный модуль упругости;  $\nu_f, \nu_{o6}$  – значение коэффициента Пуассона для материала топлива и оболочки соответственно;

$\bar{h} = \bar{h}_f + \bar{h}_{o6}$ , м – суммарная высота микронеровностей, определяемая по профилограммам поверхностей топлива и оболочки;

$h_i = h_{\mu_i} / (1 + m_i)$ , здесь  $h_{\mu_i}$  – максимальная высота микронеровностей, определяемая классом чистоты поверхности;  $m$  – показатель распределения неровностей

по высоте;  $P_\alpha = \frac{|G| \cdot 1000}{R} + \frac{P}{E_f} \frac{2R_0^2}{R^2 - R_0^2} + \frac{P_b}{E_{o6}} \left( \frac{R}{\delta} - \frac{\nu_{o6}}{2} \right)$ , Па – контактное давление [4],

$$\frac{1}{E_f} \left( \frac{R^2 + R_0^2}{R^2 - R_0^2} - \nu_f \right) + \frac{1}{E_{o6}} \left( \frac{R}{\delta} - \frac{\nu_{o6}}{2} \right)$$

где  $R$ , мм – радиус границы между топливом и оболочкой;  $R_0$ , мм – радиус центрального отверстия;  $P_b$ , Па – давление теплоносителя на заданной высоте твэла;  $\delta$ , мм – толщина оболочки;  $E_f, E_{o6}$  – модуль Юнга для материала топлива и оболочки соответственно;  $a_0 = \sqrt{r \cdot \bar{h}}$ , м – предельный радиус пятен контакта, где  $r$ , м – средний радиус кривизны вершин микронеровностей;  $\omega = (2m + 1)/(2m + 3)$ , здесь  $m = m_f + m_{o6}$ .

4. Результирующий коэффициент теплопередачи зазора (термической проводимости) можно представить в виде суммы:

$$\alpha_3 = \alpha_c + \alpha_n. \quad (8)$$

В зависимости от величины газового зазора между топливом и оболочкой твэла определяющую роль играет тот или иной механизм переноса тепла.

5. Перепад температур на зазоре, таким образом, можно определить как

$$\Delta t_{\text{ззз}} = \frac{q_s}{\alpha_3}, \text{ } ^\circ\text{C}, \quad (9)$$

где  $q_s$ , Вт/м<sup>2</sup> – удельная нагрузка на наружной поверхности топливного сердечника.

6. Максимальная температура топливного сердечника определяется по формуле теплопроводности цилиндрической стенки [3]

$$t_f^{\text{max}} = t_f + \frac{q_v \cdot r_{\text{отв}}^2}{4 \cdot \lambda_f} \cdot \left[ \left( \frac{r_f}{r_{\text{отв}}} \right)^2 - 2 \cdot \ln \frac{r_f}{r_{\text{отв}}} - 1 \right], \text{ } ^\circ\text{C}, \quad (10)$$

где  $t_f$ , °C – температура наружной поверхности топлива;  $q_v$ , Вт/м<sup>3</sup> – объемное энерговыделение;  $\lambda_f$ , Вт/м·°C – коэффициент теплопроводности топлива;  $r_f$ ,  $r_{\text{отв}}$ , м – наружный и внутренний радиусы топливного сердечника.

При отсутствии в центре топливного сердечника отверстия (или его заплывлении) температура определяется так [2]:

$$t_f^{\text{max}} = t_f + \frac{q_v \cdot r_f^2}{4 \cdot \lambda_f}, \text{ } ^\circ\text{C}. \quad (11)$$

## РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ РАСЧЕТОВ ТЕМПЕРАТУРЫ ТОПЛИВА

В соответствии с программой послереакторных исследований ТВС быстрого реактора БН600 с МОХ-топливом были проведены расчеты условий эксплуатации трех ТВС с различным составом топливной композиции (штатная ТВС с таблеточным урановым топливом, экспериментальная ТВС с таблеточным МОХ-топливом и экспериментальная ТВС с виброуплотненным МОХ-топливом), эксплуатировавшихся в активной зоне реактора в одно время. Для каждой из этих сборок были определены твэлы, имеющие максимальную температуру оболочки за все время эксплуатации, для которых проводился расчет температуры топлива.

Исходные физические данные для определения температуры топлива твэлов ТВС были взяты из расчетных данных комплекса программ ГЕФЕСТ.

На рис. 1–3 представлены результаты расчетов максимальной температуры внутренней поверхности оболочки твэла (а), температуры на наружной поверхности топливного столба (б) и максимальной температуры топлива (в) твэлов соответствующих ТВС при величине диаметрального зазора между оболочкой твэла и топливом, рассчитанной по модели Огумы. Следует отметить, что для ТВС с виброуплотненным МОХ-топливом начальный газовый зазор отсутствует конструктивно.

Поскольку максимальная температура оболочки твэлов, определенная по программе MIF2 с учетом фактических режимных параметров реакторной установки, всех ТВС достигается на начальном этапе эксплуатации сборок в активной зоне реактора БН-600, на величину газового зазора не оказывает влияние выгорание топлива.

В результате проведенных расчетов получено, что максимальная температура на наружной поверхности топливного сердечника по высоте активной части ТВС

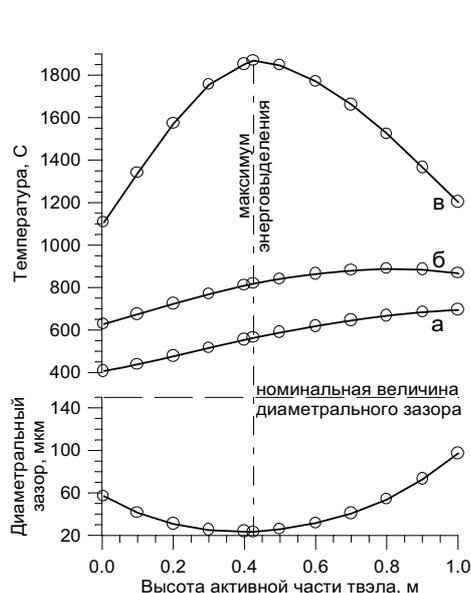


Рис. 1. Распределение диаметрального зазора между топливом и оболочкой и температуры оболочки и топлива по высоте активной части твэла с таблеточным урановым топливом

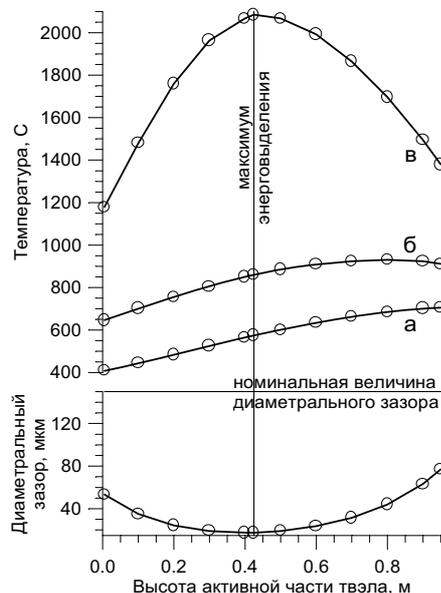


Рис. 2. Распределение диаметрального зазора между топливом и оболочкой и температуры оболочки и топлива по высоте активной части твэла с таблеточным MOX-топливом

с таблеточным урановым топливом достигается на отметке ~800 мм и составляет ~890°C, а в центре топливного сердечника – в сечении максимума энерговыделения и составляет ~1870°C. Для ТВС с таблеточным MOX-топливом эти температуры достигаются на тех же высотах и составляют ~930 и ~2090°C соответственно.

Максимальная температура топлива ТВС с MOX-топливом выше, чем для ТВС с урановым топливом, т.к. у нее выше удельная линейная нагрузка на рассматриваемый твэл  $q_l$  (~48,5 кВт/м против ~43 кВт/м) и ниже коэффициент теплопроводности топливной композиции  $\lambda_f$  (~2,4 Вт/м·°C [4] против ~2,5 Вт/м·°C [5]) при принятой пористости топлива 4%.

Для ТВС с виброуплотненным MOX-топливом ( $q_l \approx 46$  кВт/м, а  $\lambda_f \approx 2$  Вт/м·°C [4] при пористости 10%) максимальная температура на наружной поверхности топливного сердечника по высоте активной зоны достигается на выходе из активной зоны и составляет величину ~800°C, а в центре топливного сердечника – в сечении максимума энерговыделения и составляет ~2460°C при отсутствии центрального отверстия. Центральное отверстие в топливном столбе может образоваться в процессе эксплуатации, тогда при его величине ~1,5 мм максимальная температура в центре топлива составит ~2110°C.

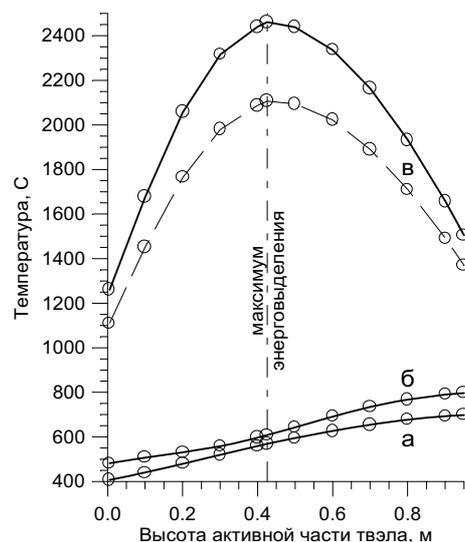


Рис. 3. Распределение температуры оболочки и топлива по высоте активной части твэла с виброуплотненным MOX-топливом при отсутствии (—) и наличии (---) центрального отверстия в топливном сердечнике

При проведении в СФ НИКИЭТ послереакторных исследований негерметичных твэлов с таблеточным урановым топливом в нем были обнаружены рефлексии фаз, которые могут принадлежать соединениям ураната натрия. Толщина данного соединения, заполняющего зазор между топливом и оболочкой твэла, а также замещающего часть топливной композиции, может достигать 400 мкм.

В связи с этим были проведены расчеты, позволяющие определить влияние ураната натрия на процессы теплопередачи внутри твэла и температурный режим эксплуатации оболочки твэла и топлива.

Расчеты проводились для негерметичного твэла ТВС зоны малого обогащения с учетом реальных условий эксплуатации, определенных для по данным кода ГЕФЕСТ. Индивидуальные характеристики твэла определялись по программе MIF2 [6].

В расчетах использовалось значение теплопроводности моноураната натрия  $\text{Na}_2\text{UO}_4$  – 0,95 Вт/м·°С, образование которого по данным НИИАР [7,8] возможно при взаимодействии натрия с топливом.

Результаты расчета температур топливного сердечника негерметичного твэла (без учета разгерметизации) при величине диаметального газового зазора между топливом и оболочкой  $G(B)$ , определяемой по модели Огумы с учетом выгорания топлива  $B$ , приведены на рис. 4. Максимальное выгорание топлива в твэле составило ~21,5 МВт·сут/кг. В расчетах теплофизические характеристики газового зазора выбирались для чистого гелия [9], а топлива – для диоксида урана  $\text{UO}_2$  [5].

Дальнейшие расчеты при разгерметизации оболочки твэла и заполнении газового зазора образовавшимся уранатом натрия проводились для модели многослойной цилиндрической стенки [3] по двум направлениям:

- определение температуры топливного сердечника по рассчитанной температуре на внутренней поверхности оболочки твэла;
- определение температуры оболочки твэла по рассчитанной температуре в центре топлива.

Результаты расчетов при различной толщине слоя ураната натрия между топливом и оболочкой приведены в табл. 1 и 2 и на рис. 5 и 6.

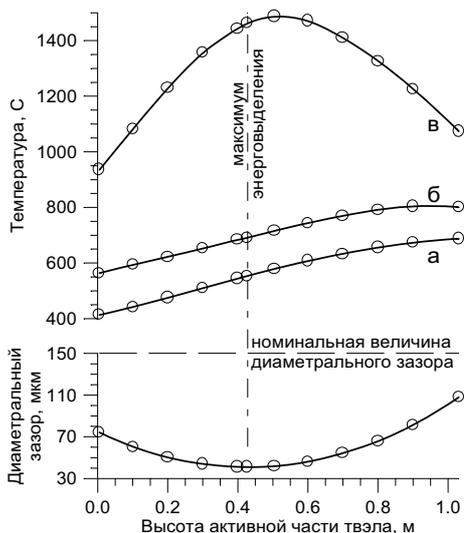


Рис. 4. Распределение диаметального зазора  $G(B)$  между топливом и оболочкой и температуры оболочки и топлива по высоте активной части негерметичного твэла с таблеточным урановым топливом

Анализ полученных данных показал:

- при величине слоя ураната натрия, сопоставимого с толщиной исходного газового зазора, процесс теплопередачи улучшается за счет того, что теплопроводность ураната примерно в 3 раза выше теплопроводности гелия;
- при увеличении слоя ураната натрия происходит замещение топлива, теплопроводность которого примерно в 3,5 раза выше, и процесс теплопередачи ухудшается.

При толщине слоя ураната, равного половине диаметального зазора  $G(B)$ ,

- температура в центре топлива для первого варианта уменьшается по сравнению со стандартным расчетом (максимальная температура в центре АкЗ уменьшается на ~75°С) при неизменной температуре внутренней поверхности оболочки твэла;

Таблица 1

**Расчет температуры топлива по рассчитанной температуре оболочки твэла**

$h_{\text{Аз}}, \text{ м}$	$t_{\text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	Толщина слоя ураната $G(B)/2$		Толщина слоя ураната 100 мкм		Толщина слоя ураната 200 мкм		Толщина слоя ураната 300 мкм		Толщина слоя ураната 400 мкм	
		$t_{f, \text{об}}^{\text{нар}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{нар}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{нар}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{нар}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{нар}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$
0,005	413	434	761	471	806	529	878	588	949	647	1019
0,1	441	463	896	512	962	584	1055	657	1146	730	1234
0,3	509	529	1168	601	1270	694	1396	788	1515	883	1629
0,505	579	599	1310	674	1415	771	1541	868	1661	967	1773
0,7	633	654	1246	713	1322	793	1422	874	1518	957	1611
0,9	673	695	1087	728	1125	783	1189	839	1251	895	1313
1,03	687	707	962	724	980	761	1021	799	1061	837	1100

Таблица 2

**Расчет температуры оболочки твэла по рассчитанной температуре топлива**

$h_{\text{Аз}}, \text{ м}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	Толщина слоя ураната $G(B)/2$		Толщина слоя ураната 100 мкм		Толщина слоя ураната 200 мкм		Толщина слоя ураната 300 мкм		Толщина слоя ураната 400 мкм	
		$t_{f, \text{об}}^{\text{нар}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{нар}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{нар}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{нар}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{нар}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$	$t_{f, \text{об}}^{\text{max}}, \text{ }^{\circ}\text{C}$
0,005	935	564	542	567	509	572	456	577	402	583	348
0,1	1081	592	571	596	526	603	460	610	394	618	328
0,3	1356	651	631	658	566	667	482	677	398	688	313
0,505	1486	715	695	722	627	732	540	744	453	756	366
0,7	1409	769	748	775	695	784	623	793	551	803	478
0,9	1225	803	781	806	752	812	702	818	652	825	602
1,03	1074	800	781	802	765	806	731	810	698	815	664

• температура внутренней поверхности оболочки для второго варианта увеличивается (увеличение на высоте 900 мм активной зоны составляет  $\sim 110^{\circ}\text{C}$ ) при неизменной температуре в центре топлива.

При увеличении слоя ураната натрия между топливом и оболочкой твэла происходит

• увеличение температуры в центре топливного сердечника при неизменной температуре оболочки (первый способ), по сравнению со стандартным расчетом температура в центре АкЗ увеличивается на  $\sim 290^{\circ}\text{C}$  для слоя ураната 400 мкм;

• уменьшение температуры внутренней поверхности оболочки твэла при неизменной температуре топлива (второй способ), по сравнению со стандартным расчетом температура на выходе из АкЗ уменьшается на  $\sim 20^{\circ}\text{C}$  для слоя ураната 400 мкм.

Следует отметить, что на величину температуры оболочки твэла, определяемую по рассчитанной температуре топливного сердечника, сильное влияние оказыва-

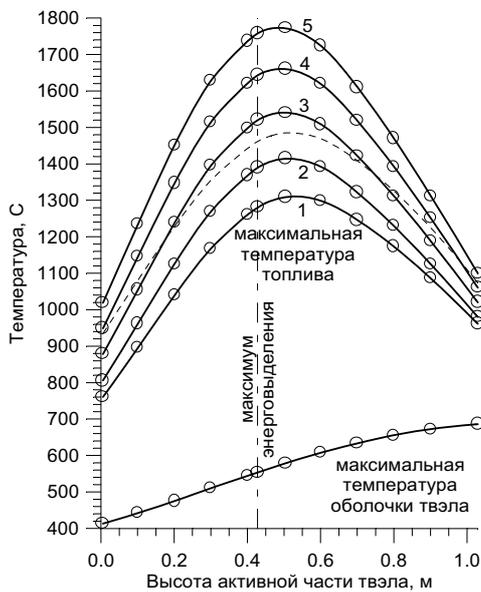


Рис. 5. Распределение максимальной температуры топлива по высоте активной части негерметичного твэла с таблеточным урановым топливом при рассчитанной температуре оболочки в зависимости от толщины слоя ураната натрия между оболочкой и топливом: 1 –  $G(B)/2$ ; 2 – 100 мкм; 3 – 200 мкм; 4 – 300 мкм; 5 – 400 мкм; - - - - максимальная температура топлива по стандартному расчету

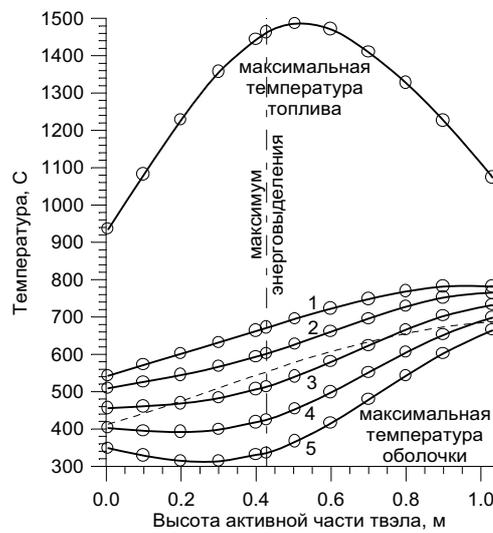


Рис. 6. Распределение максимальной температуры топлива по высоте активной части негерметичного твэла с таблеточным урановым топливом при рассчитанной температуре топливного сердечника в зависимости от толщины слоя ураната натрия между оболочкой и топливом: 1 –  $G(B)/2$ ; 2 – 100 мкм; 3 – 200 мкм; 4 – 300 мкм; 5 – 400 мкм; - - - - максимальная температура топлива по стандартному расчету

ет величина газового зазора между топливом и оболочкой. Так при диаметральном зазоре 200 мкм максимальная температура в центре топлива составит  $\sim 1950^{\circ}\text{C}$ , и при заполнении зазора уранатом натрия (толщина слоя 100 мкм) максимальная температура оболочки достигнет  $\sim 940^{\circ}\text{C}$  в центре АкЗ (на выходе из АкЗ температура составит  $\sim 830^{\circ}\text{C}$ ).

Таким образом, можно сделать вывод, что величина температуры топливного сердечника твэла, определяемая по рассчитанной температуре внутренней поверхности оболочки, при наличии между ними прослойки ураната натрия толщиной до 400 мкм не приводит к превышению безопасных пределов эксплуатации твэла (температура топлива не достигает температуры плавления 2920 K [9]). Температура внутренней поверхности оболочки твэла, определяемая по рассчитанной температуре в центре топлива, превышает допустимое значение  $710^{\circ}\text{C}$  в начальный момент заполнения газового зазора натрием и образования ураната; при толщине слоя соединения более 200 мкм значение температуры становится ниже верхнего предела. Однако можно предположить, что реальный процесс теплообмена внутри твэла при наличии ураната натрия является комбинацией обоих рассмотренных вариантов, и действительные температуры компонентов твэла не приведут к развитию повреждения, являющегося первопричиной попадания теплоносителя под оболочку твэла.

**Литература**

1. Oguma M. Cracking and Relocation Behaviour of Nuclear Fuel Pellets During Rise to Power// Nuclear Engineering and Design. – 1983. – 76. – P. 35.

2. *Кокорев Л.С., Харитонов В.В.* Теплогидравлические расчеты и оптимизация ядерных энергетических установок: Учеб. пособие для вузов/*Под ред. В.И. Субботина.* – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 248 с.
3. *Михеев М.А., Михеева И.М.* Основы теплопередачи. Изд. 2-е, стереотип. – М.: Энергия, 1977. – 344 с.
4. *Уолтер А., Рейнольдс А.* Реакторы -размножители на быстрых нейтронах/Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 624 с.
5. Методические указания и рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов. РТМ 1604.008-88/*Под общ. ред. А.В. Жукова, А.П. Сорокина.* – ФЭИ, 1988.
6. Программное обеспечение ЕСЭВМ. Программа поканального теплогидравлического расчета ТВС быстрых реакторов с учетом формоизменения «MIF2». Описание применения 04 371 – 02 31 01. Инв. № 1779Э. – ОКБМ, Нижний Новгород, 1989.
7. Взаимодействие жидкого натрия с окисным топливом быстрых реакторов. Отчет НИИАР. УДК 621.039.542, 1987 г.
8. *Adamson M.Y., Aitken E.A., Evans S.K.* Thermodynamic stages of the sodium fuel reactor at General Electric/Proceedings of a Panel Vienna 7-11 August 1972. Behaviour and chemical state of irradiated ceramic fuel. IAEA, Vienna, 1974, p. 411-420.
9. *Чиркин В.С.* Теплофизические свойства материалов ядерной техники. Справочник. – М.: Атомиздат, 1968. – 484 с.

Поступила в редакцию 15.05.2009

## ОСОБЕННОСТИ ВИБРАЦИОННОГО СОСТОЯНИЯ НАСОСНЫХ АГРЕГАТОВ ГЦН ЭНЕРГОБЛОКА БН-600 В УСЛОВИЯХ ДВУХПЕТЛЕВОГО РЕЖИМА РАБОТЫ

**Е.Ю. Баданин, П.П. Говоров, В.А. Дрозденко**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье представлены результаты исследования вибрационного состояния насосных агрегатов ГЦН первого контура в двухпетлевом режиме работы энергоблока. Проведен сравнительный анализ и выявлены отличительные особенности в условиях работы насосных агрегатов в этом режиме.

**Ключевые слова:** вибрация, виброскорость, резонанс, спектрограмма, частота вращения, циркуляционный насос.

**Key words:** vibration, vibration velocity, resonance, spectrogram, speed, circulation pump.

В случае неготовности или при отключении одной из трех петель тепловода допускается работа энергоблока БН-600 на мощности до 70% номинальной. Для поддержания такого временного режима работы энергоблока и обеспечения оптимально высокого энергосъема работа двух главных циркуляционных насосов первого контура (ГЦН-1) осуществляется на меньших частотах вращения.

В начале одной из микрокампаний при подключении ранее отключенной петли выявилась повышенная вибрация двух работающих ГЦН-1 в диапазоне частот вращения 700–780 об/мин по сравнению с режимом работы трех насосных агрегатов на этих же скоростях вращения. Было принято решение провести детальное исследование по выявлению причин попарного попадания агрегатов ГЦН-1 в более «жесткие» условия работы.

Программа работ определяла три этапа попарной работы насосных агрегатов. На каждом этапе работы устанавливались три уровня частот вращения ГЦН-1 в районе 730, 750 и 780 об/мин.

Регистрация виброхарактеристик (ВХ) производилась с помощью приборов стационарной системы виброконтроля «Каскад» и по месту – на насосных агрегатах с применением переносных приборов – сборщиков данных.

Функционально главный циркуляционный насос первого контура (центробежный, вертикальный, погружной, одноступенчатый с нижним гидростатическим подшипником и свободным уровнем) предназначен для обеспечения принудительной циркуляции натрия по соответствующей теплопроводящей петле первого контура.

---

© **Е.Ю. Баданин, П.П. Говоров, В.А. Дрозденко, 2009**

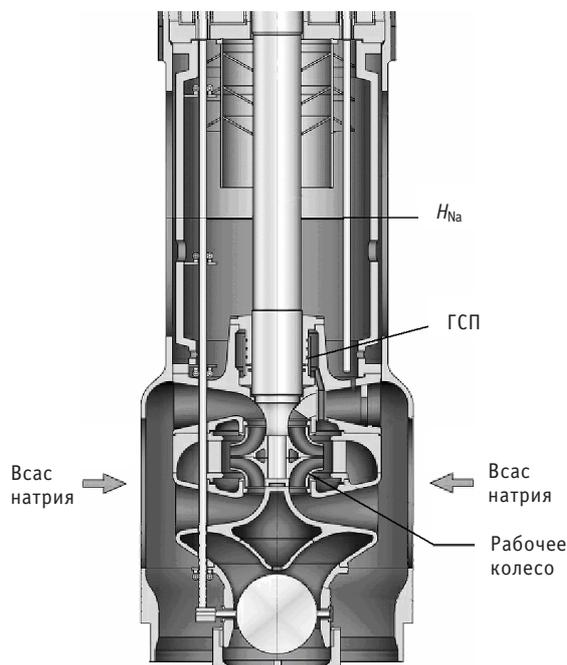


Рис. 1. Схема выемной части насоса первого контура реактора БН-600:  $H_{Na}$  – уровень натрия в баке ГЦН-1; ГСП – гидростатический подшипник ГЦН-1

В состав насоса входят выемная часть (рис. 1); электропривод; муфта соединительная и привод обратного клапана.

Насос герметичен по отношению к окружающей среде. Основными узлами выемной части ГЦН-1 являются проточная часть, включающая в себя рабочее колесо двухстороннего всасывания; направляющий аппарат; верхняя и нижняя улитки; крышка насоса; вал; обратный клапан; торцевое масляное уплотнение; стояночное уплотнение; верхний подшипниковый узел; нижний гидростатический подшипник (ГСП). В крышке насоса установлен холодильник вала. Холодильник водяной служит для снятия тепла с вала и обеспечения нормальных температурных условий работы уплотнений и верхнего подшипникового узла (ВПУ) насоса.

Во время проведения программы были зарегистрированы возмущающие воздействия от набора (подъема) оборотов с 690 до 700–710 об/мин, а также на более высоких ступенях регулирования и при снижении частоты вращения. Эти возмущения приводили к всплескам вибрации на ВПУ. Диаграммы виброскорости показывали взаимное влияние агрегатов на их вибрационное состояние, т.е. при регулировании частоты вращения на одном из агрегатов повышалась вибрация на ВПУ другого агрегата.

Работа двух ГЦН-1 на частоте вращения  $F_{вр} \sim 730$  об/мин характеризовалась высокими уровнями вибрации на ВПУ обоих агрегатов. Среднеквадратичные значения виброскорости  $V_{скз}$  на ВПУ в радиальном и тангенциальном направлениях при частоте вращения около 730 об/мин составили  $V_{скз} \sim 4,4\text{--}4,7$  мм/с, что практически равно величине установленного допустимого значения виброскорости [1–3].

Дальнейшее увеличение частоты вращения ГЦН-1 приводило к росту вибрации на ВПУ до высоких пределов.

Анализ спектрограмм вибросигналов показал, что вибрация на ВПУ (в режиме работы двух из трех ГЦН-1 на исследуемом диапазоне частот вращения) генерируется полигармонической амплитудой колебаний 6-й лопастной частоты враще-

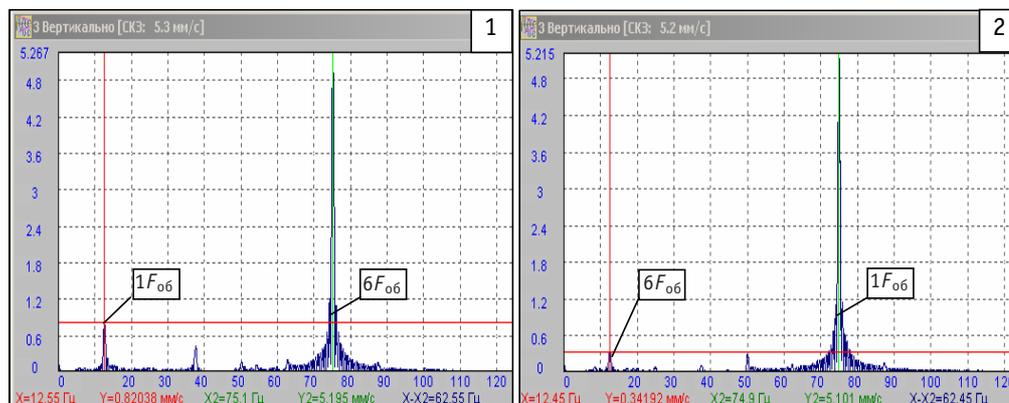


Рис. 2. Спектрограммы сигналов вибрации ВПУ двух ГЦН-1 на частоте вращения  $\sim 750$  об/мин:  
 1 – ВПУ-радиальный компонент 4ГЦН-1;  $1F_{об}$  – амплитуда первой частоты вращения;  
 2 – ВПУ-радиальный компонент 6ГЦН-1;  $6F_{об}$  – амплитуда лопастной частоты вращения

ния ( $6F_{об}$ ), которая образуется вращающимися элементами насоса – шестью рабочими лопатками. Величина вклада амплитуды колебаний  $6F_{об}$  составляет более 95% от общего уровня мощности спектра (рис. 2).

Аналогичные по частоте вращения режимы совместной работы трех агрегатов не создают высоких уровней вибрации на ВПУ. Здесь максимумы вибрации при частоте вращения около 770–780 об/мин составляли  $\sim 2,6$ – $3,3$  мм/с.

Для выяснения причин перераспределения гидродинамических сил на насосном агрегате, вызывающих увеличение амплитуды колебаний  $6F_{об}$ , был проведен анализ изменений технологических параметров при проведении программы. Были выявлены отклонения величин уровня натрия в баках ГЦН-1 ( $H_{бак}$ ) в моменты максимальных амплитуд вибрации. Величины уровня натрия в баках двух работающих ГЦН-1 составляли  $H_{бак} \sim 400$ – $600$  мм и отличались от уровней при трех работающих агрегатах ГЦН-1 в аналогичных режимах.

Сравнительный анализ подобных по скорости вращения режимов работы трех работающих агрегатов ГЦН-1 показал, что уровни вибрации на ВПУ и на агрегатах в целом устанавливаются в допустимых пределах и не усиливаются, как в случае двух работающих агрегатов. Регистрация технологических параметров в моменты максимальных амплитуд вибрации показала, что уровни натрия в баках трех работающих агрегатов ГЦН-1 составляет при этом  $\sim 1000$ – $1200$  мм.

Ранее проводимые исследования [4,5] совместной работы трех ГЦН-1 на одну гидравлическую сеть так же подтверждают, что величины виброскорости на ВПУ трех агрегатов на скорости вращения около 750 и 800 об/мин составляли приемлемые величины ( $V_{скз} \sim 2,2$ – $2,4$  мм/с), что не более 60% от допустимого значения виброскорости.

Таким образом, было выявлено, что в условиях двухпетлевого режима насосные агрегаты ГЦН первого контура попадают в более «жесткие» условия по сравнению с режимом совместной работы трех насосных агрегатов. Это обусловлено тем, что на частотах вращения  $F_{вр} \sim 770$ – $780$  об/мин агрегаты имеют максимумы амплитуд колебаний (вибрации) насосов, вызываемые собственными амплитудно-частотными резонансами.

Детальный анализ режимов работы ГЦН-1 и конструктивных особенностей выемной части агрегата показали, что в районе этих (критических) частот вращения происходит наложение (суммирование) амплитуд колебаний собственной резонансной частоты насоса и амплитуды колебаний  $6F_{об}$ . При этом повышенный уровень вибрации на ВПУ усиливается полигармонической амплитудой колебаний

6-й лопастной частоты вращения насоса. Величина вклада  $6F_{об}$  полигармонической амплитуды колебаний в общий уровень вибрации составляет более 95% мощности спектра вибросигнала.

Кроме этого, в случае работы двух из трех агрегатов ГЦН-1 возникают дополнительные условия повышения вибрации. Механизм их возникновения можно представить в виде двух причин:

- снижение уровня натриевого столба в баке ГЦН-1, которое связано с изменением разности давления всасывания и нагнетания натрия, подаваемого в гидростатический подшипник (рис. 1); при этом происходит уменьшение демпфирующих сил упругости рабочего тела – жидкометаллического натрия, что может вызывать потерю устойчивых форм равновесия [3];

- снижение уровня натриевого столба в баке ГЦН-1, вызывающее уменьшение частоты настройки гидроупругой системы с входящим в нее валопроводом насоса. Это происходит как за счет снижения упругости опоры, так и за счет изменения длины свободной («сухой») части валопровода, при этом понижается собственная частота колебаний гидроупругой системы насоса [3].

Эти две причины являются основными в повышении вибрации ГЦН-1 в режиме работы двух из трех агрегатов в исследованном диапазоне скорости вращения.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Совместная работа любых двух из трех насосных агрегатов ГЦН первого контура на частотах вращения 700–780 об/мин характеризуется высокими уровнями вибрации на ВПУ обоих насосов, которые могут превышать пределы допустимых значений виброскорости  $V_{скз} = 4,5$  мм/с. Основной вклад в величину вибрации ВПУ в этом режиме работы вносит полигармоническая амплитуда колебаний 6-й лопастной частоты вращения ( $6F_{об}$ ), размер которой составляет более 95% от общего уровня.

Отличительной особенностью исследованного режима работы ГЦН-1 является снижение уровня натриевого столба в баках ГЦН-1 до 400–600 мм вследствие изменения разности давления всасывания (вакуума) и нагнетания (подпора) натрия, подаваемого в гидростатический подшипник. Такое изменение перепада давления связано с перераспределением гидравлических потоков теплоносителя.

Снижение уровня натрия в баках ГЦН-1, вызывая уменьшение демпфирующих сил упругости, устойчивых форм равновесия и частоты настройки гидроупругой системы с входящим в нее валопроводом насоса, является коренной причиной повышенной вибрации ГЦН-1 в диапазоне частот вращения 700–780 об/мин в двухпетлевом режиме работы.

## Литература

1. ГОСТ Р ИСО 10816-3-99. «Вибрация. Контроль состояния машин по результатам измерения вибрации на невращающихся частях. Часть 3».
2. Ширман А.Р., Соловьев А.Б. Практическая вибродиагностика и мониторинг состояния механического оборудования. – М., 1996.
3. Вибрации в технике: Справочник. Том 6.: Защита от вибрации и ударов/Под ред. К.В. Фролова. – М.: Машиностроение, 1981.
4. Дрозденко В.А., Козырев В.Д., Шейнкман А.Г. Разработка и внедрение подсистемы диагностики главных циркуляционных насосов энергоблока БН-600/Всесоюзное научно-техническое совещание «Техническая диагностика и эксплуатационный контроль на АЭС: состояние и перспективы развития»: Тезисы докладов (Калининская АЭС, 1990). – М: ВНИИАЭС, 1990.
5. Шейнкман А.Г., Козырев В.Д., Дрозденко В.А., Соркин Д.М. Развитие систем диагностики процессов и оборудования энергоблока с реактором БН-600. – Екатеринбург: УрОРАН, 1994.

Поступила в редакцию 30.03.2009

## ВИЗУАЛИЗАЦИЯ БАЗЫ ДАННЫХ О НАРУШЕНИЯХ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКА №3 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

**П.П. Говоров, И.М. Крысантьев, А.М. Тучков**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье дано краткое описание программы «Архив БН-600», которая позволяет оперативно и наглядно получать информацию по нарушениям нормальной эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС за весь период его эксплуатации

**Ключевые слова:** архив, база данных, нарушение, программа, файл, эксплуатация.  
**Key words:** archive, database, misoperation, software, file, operation.

Нормальная эксплуатация – эксплуатация атомной станции в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях. В соответствии с «Положением о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций» [1] во всех случаях нарушений в работе атомных станций должно быть проведено расследование их причин. Положение предусматривает классификацию нарушений отказавшего оборудования, систем и причин. Для оперативного и наглядного анализа нарушений нормальной эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС разработано программное обеспечение «Архив БН-600».

В программе «Архив БН-600» все технологические системы энергоблока объединены в следующие основные группы:

- реактор и система теплоотвода 1-го контура;
- система контроля и управления;
- система теплоотвода 2-го контура;
- вспомогательные системы 1-го и 2-го контуров по натрию;
- система теплоотвода 3-го контура;
- технологические системы турбинного отделения;
- система технического водоснабжения;
- системы электроснабжения;
- вспомогательные системы обеспечения работоспособности оборудования основных систем.

Программа «Архив БН-600» является Windows-приложением, и для ее работы необходима установка СУБД – Borland Database Engine. Особых требований к аппаратной части компьютера программа не имеет и представляет собой путеводитель по базе данных о нарушениях нормальной эксплуатации блока № 3 Белоярской АЭС.

В состав программы «Архив БН-600» входят база по нарушениям нормальной эксплуатации блока № 3 Белоярской АЭС, акты расследования нарушений, полнофункциональная помощь и информация о работе программы, установщик BDE (Borland Database Engine). Программа «Архив БН-600» управляет базой данных и выполняет следующие функции:

- обеспечение локального доступа к базе данных определенным лицам;
- просмотр всей информации, связанной с нарушением нормальной эксплуатации;
- сортировка данных по дате, микрокампаниям и по времени нарушения;
- фильтрация нарушений по воздействию на режим, по внешнему проявлению, по отказавшей системе, по отказавшему оборудованию и по причине нарушения;
- редактирование, добавление новых данных;
- статистическая обработка нарушений;
- графическая информация по распределению (процентному) количества нарушений по годам.

База данных включает в себя следующую информацию:

- краткое описание нарушений;
- классификатор нарушений;
- классификатор систем и оборудования, составленный на основе «Положения о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций» и «Перечня систем (элементов), важных для безопасности блока № 3» соответственно;
- состояние блока до нарушения;
- состояние блока после нарушения;
- выработку и потери электрической и тепловой энергии;
- перечень отказавших систем, оборудования;
- причины, характер и тип нарушения;
- воздействие на режимы работы;
- акты расследований (по возможности);
- принятые меры;
- словарь кодов;
- категории нарушений;
- продолжительность микрокампаний.

Программа устанавливается на компьютер пользователя в отдельную папку. Запускающий файл программы – «Arhiv.exe». Перед началом работы с программой необходимо ввести пароль в диалоговом окне. После верного ввода пароля пользователя предоставляется доступ к базе данных программы. Также предусмотрено изменение пароля из меню программы.

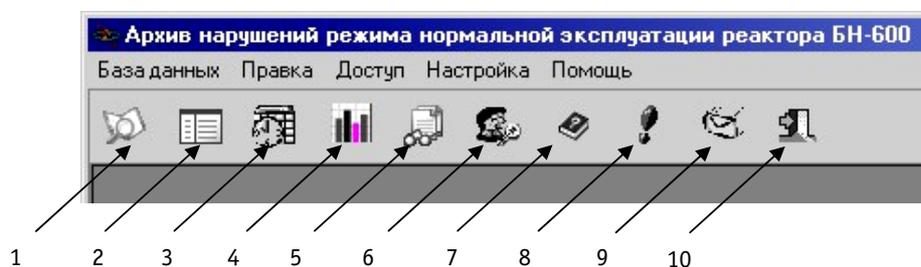


Рис.1. Панель инструментов главного окна программы: 1 – «Просмотр нарушений»; 2 – «Редактирование нарушений»; 3 – «Продолжительность микрокампаний»; 4 – «Графическая информация»; 5 – «Статистическая информация»; 6 – «Ввод пароля пользователя»; 7 – «Вызов файла справки»; 8 – «0 программе»; 9 – «Сообщение разработчику программы»; 10 – «Выход из программы»

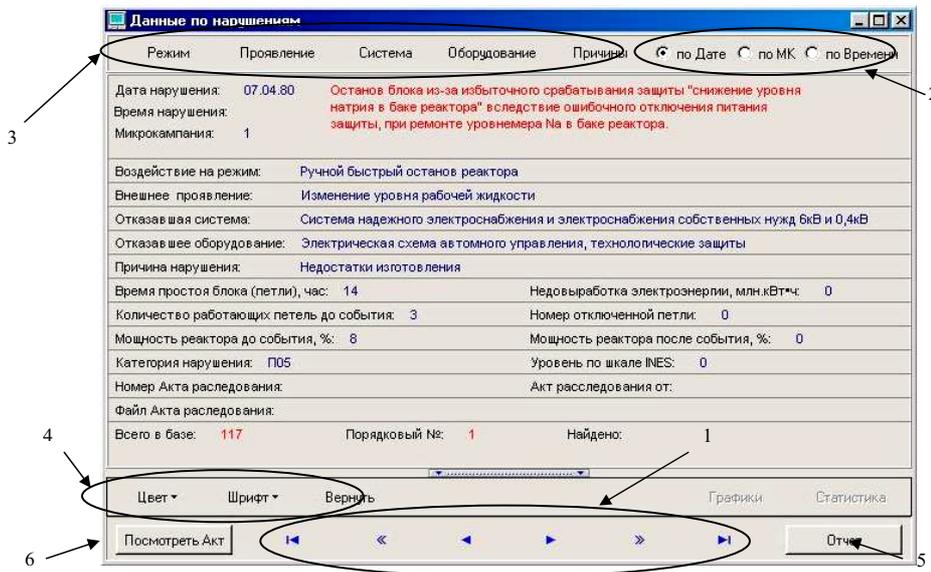


Рис. 2. Окно просмотра нарушений нормальной эксплуатации блока БН-600: 1 – навигация по базе данных; 2 – сортировка базы по дате нарушения, по номеру микрокампании и по времени нарушения; 3 – выбор фильтров нарушений (по воздействию на режим, по внешнему проявлению, по отказавшей системе, по отказавшему оборудованию и по причине нарушения); 4 – выбор цвета окна, шрифтов и возврата этих настроек назад по умолчанию; 5 – отчет для печати по текущему нарушению; 6 – кнопка вывода акта расследования нарушения

Для начала просмотра необходимо выбрать соответствующий пункт меню «База данных» (или кнопку на панели инструментов, представленную на рис. 1).

После выбора соответствующей кнопки на панели инструментов откроется новое окно с информацией о нарушениях (рис. 2).

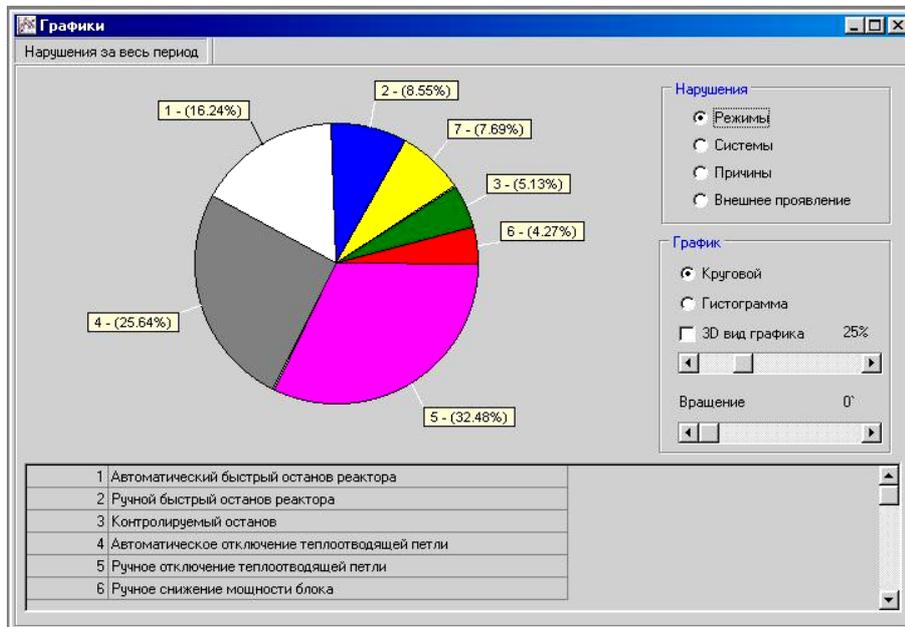


Рис. 3. Окно графической информации программы: 1 – выбор нарушений; 2 – выбор вида графика (круговой, гистограмма); 3 – вид трехмерного графика при включении (3D); 4 – вращение графика (только для трехмерного графика); 5 – панель информации в зависимости от выбора нарушений

Для начала редактирования базы данных необходимо выбрать соответствующий пункт меню «База данных» (или кнопку на панели инструментов на рис.1). После этого откроется новое диалоговое окно для внесения изменений в базу данных.

Окно для просмотра графической информации (рис.3) позволяет наглядно представить распределение (процентное) количеств нарушений по годам по разным причинам.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Программа «Архив БН-600» прошла опытную эксплуатацию в операционной системе Windows 9x, XP в течение длительного периода времени. По результатам опытной эксплуатации была выполнена доработка функциональных возможностей программы.

Программа «Архив БН-600» позволяет оперативно и наглядно получать информацию по нарушениям нормальной эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС за весь период его эксплуатации.

### **Литература**

1. Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций. НП-004-97 (ПНАЭГ-12-005-97).

Поступила в редакцию 30.03.2009

## ОПЫТ РАБОТ ОКБ «ГИДРОПРЕСС» ПО ПРОДЛЕНИЮ СРОКА СЛУЖБЫ ПГ АЭС БН-600 И ЗАДАЧИ РАЗРАБОТКИ ПГ ДЛЯ НОВЫХ ЭНЕРГБЛОКОВ С РЕАКТОРАМИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

**В.В. Денисов, М.Д. Лякишева, В.И. Карсонов, Н.Б. Трунов**  
*ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск*



В статье представлены работы ОКБ «Гидропресс» по определению остаточного ресурса и продлению срока службы парогенераторов ПГН-200М энергоблока БН-600. Обоснована прочность металлоконструкций, даны рекомендации по повышению сейсмостойкости. Отмечено несовершенство существующей нормативной базы, представлены мероприятия по его устранению. Положительный опыт эксплуатации парогенераторов БН-600, а также результаты исследования состояния критических узлов ПГ после длительной наработки дают возможность уверенно перейти к новому поколению корпусных ПГ со значительным повышением технико-экономических характеристик для перспективных проектов энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах.

**Ключевые слова:** модуль, наработка, нормативная база, парогенератор, ресурс.  
**Key words:** steam generator heat exchanger, accumulated running hours, regulatory base, steam generator, lifetime.

На сегодня энергоблок № 3 с реактором БН-600 Белоярской АЭС – единственный в мире работающий энергоблок промышленного масштаба с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Энергоблок был включен в энергосистему 8 апреля 1980г., т.е. эксплуатируется более 29 лет. Успешная эксплуатация энергоблока позволяет ставить задачу разработки новых энергоблоков с быстрыми реакторами.

### **ОСОБЕННОСТИ КОНСТРУКЦИИ, УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПГН-200М**

Разработчик парогенератора блока №3 с реактором БН-600 – ОКБ «Гидропресс». Парогенератор «натрий-вода» ПГН-200М – прямоточный, высокого давления, секционный, модульный, с одностенным разделением рабочих сред. Компоновка РУ трехпетлевая. Парогенератор каждой петли состоит из 8 секций, буферной емкости и трубопроводов обвязки по II и III контурам. Каждая секция состоит из трех модулей (теплообменников): испарителя, перегревателя острого

---

© В.В. Денисов, М.Д. Лякишева, В.И. Карсонов, Н.Б. Трунов, 2009

пара (основной пароперегреватель) и перегревателя пара промежуточного давления (промпароперегреватель) (см. рис. 1). Конструкция ПГ предполагает возможность замены модулей.

В сравнении с парогенератором РУ с ВВЭР ПГН-200М эксплуатируется в более неблагоприятных условиях и вырабатывает пар более высоких параметров:

- давление 14,0 МПа (6,27 МПа ВВЭР);
- температура до 520°C (278°C ВВЭР).

При обосновании прочности парогенератора в этих условиях необходимо учитывать характеристики длительной прочности, пластичности и ползучести, уменьшающиеся с увеличением времени эксплуатации, тогда как в ВВЭР температура рабочих сред не превышает 350°C и учет длительных свойств не требуется.

При сравнении условий эксплуатации парогенератора и собственно реактора РУ БН-600 можно отметить, что в парогенераторе давление на порядок выше при сравнимом уровне температур.

ПГН-200М работает со средами (вода, пар, жидкий натрий), бурно взаимодействующими между собой, поэтому необходим особо ответственный подход к продлению ресурса парогенератора, тем более, что в мире нет аналогов с большей

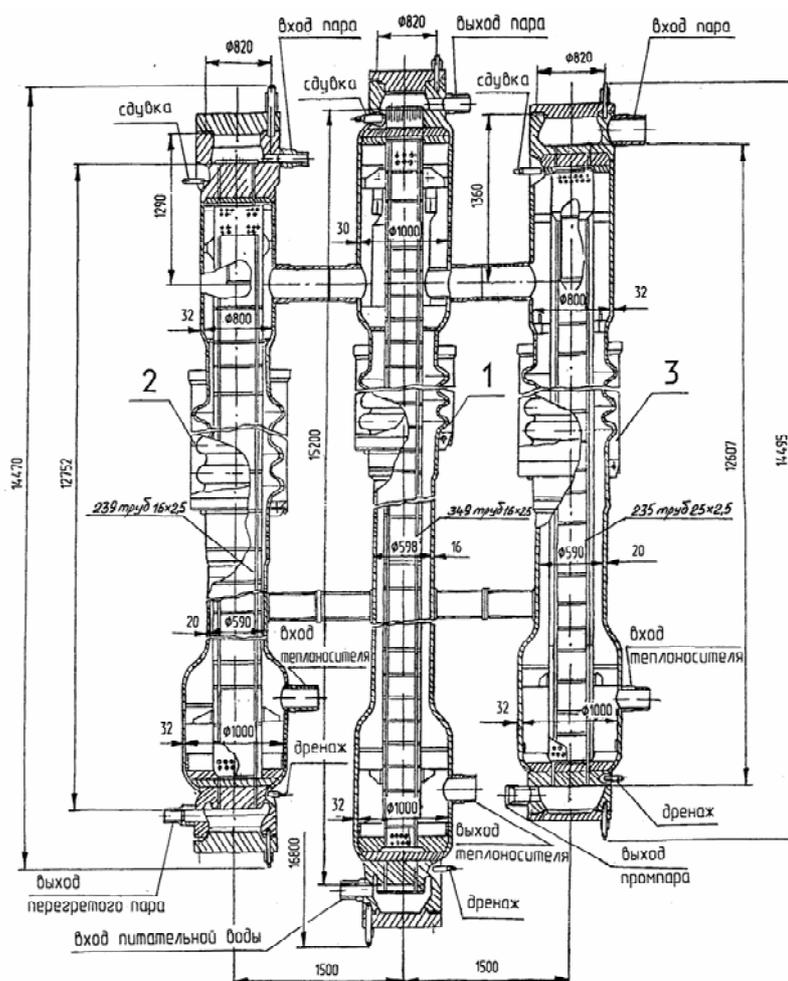


Рис. 1. Секция парогенератора ПГН-200М: 1 – модуль испарителя; 2 – модуль основного пароперегревателя; 3 – модуль промпароперегревателя

наработкой, чем этот парогенератор. Первоначально назначенный ресурс испарителя (сталь 10Х2М) – 50 тысяч часов (по мере наработки неоднократно продлевался), а основного и промежуточного пароперегревателей (сталь 08Х18Н9) – 200 тысяч часов.

В работах по продлению срока эксплуатации энергоблока определяющее значение имеет расчетное обоснование возможности продления ресурса его элементов. В отличие от расчетов в обоснование проекта, в которые закладывается консервативный подход, присущий Нормам расчета на прочность ПНАЭГ-7-002-86, в расчетах при продлении ресурса используются

- фактические условия эксплуатации;
- реальные параметры прохождения режимов;
- фактическое количество режимов;
- прогнозируемое количество режимов на продляемый период, которое, как правило, основывается на последних десяти годах работы РУ и существенно меньше, чем первоначально принятое в проекте.

Все это является предпосылками для возможного увеличения срока службы на прогнозируемый дополнительный период.

### **РАБОТЫ ПО ПРОДЛЕНИЮ РЕСУРСА**

В соответствии с требованиями НД и программой обследования и оценки технического состояния и остаточного ресурса ОКБ «Гидропресс» в 2004–2008 гг. выполнены расчеты, необходимость проведения которых определялась следующим:

- несоответствие проектных расчетов действующим НД;
- несоответствие фактических режимов эксплуатации проектным;
- изменение спектров ответа при МРЗ;
- изменение свойств материала в зависимости от длительности нагружения;
- расчетное обоснование отклонений КД от требований действующей НД.

Для модулей парогенератора, буферной емкости и трубопроводов обвязки ПГ по натриевому и пароводяному контурам в границах проектирования ОКБ «Гидропресс» были выполнены следующие расчеты:

- на статическую и длительную статическую прочность;
- на воздействие МРЗ;
- на циклическую и длительную циклическую прочность.

Обоснована прочность металлоконструкций и элементов крепления модулей в НУЭ и при МРЗ. Даны рекомендации по повышению сейсмостойкости элементов крепления.

Расчетное обоснование проведено с учетом опыта неоднократного продления ресурса РУ БОР-60, на основе фактических режимов эксплуатации, предоставленных БАЭС, и с использованием разработанных и аттестованных ОКБ «Гидропресс», а также приобретенных современных отечественных и зарубежных расчетных кодов. Выполнены оценки возможности продления ресурса модулей и трубопроводов, для уточнения которых получены от головной материаловедческой организации характеристики длительных свойств материалов за время 300 тысяч часов.

На основании расчетов определены наиболее нагруженные (или наиболее опасные с точки зрения нормативных оценок прочности) элементы модулей, а также наиболее опасные режимы, существенно влияющие на прочность.

«Слабые» по расчетам места проявились и при эксплуатации. В композитных сварных соединениях трубопроводов острого и горячего пара промперегрева, эксплуатируемых в условиях высоких (более 510°С) температур, после длительной эксплуатации были выявлены трещины. Данные сварные швы на «горячих» ветках трубопроводов выполнены вновь.

Расчеты, а также проведенные на БАЭС и в ОКБ «Гидропресс» исследования, подтвердившие меньшую скорость коррозии металла теплообменных труб испарителей второго поколения, позволили продлить ресурс модулей испарителей до 125 тысяч часов. При этом длительность работы ПГ с отключенными по третьему контуру модулями ОП или ПП (что допускается руководством по эксплуатации ПГ) не должна превышать 10000 ч.

Проведенные расчеты распространяются и на вновь изготавливаемые модули испарителей ПГ, предназначенные для замены эксплуатируемых с целью продления срока эксплуатации энергоблока.

Проведенными расчетами был также подтвержден проектный ресурс основного и промежуточного пароперегревателей, но с уменьшением общего количества режимов относительно проектного, с учетом фактически достигнутых по опыту эксплуатации энергоблока величин давления и температур рабочих сред и исключения наиболее опасного режима подключения отключенной секции на «ходу».

На последующих этапах мероприятий по продлению срока службы блока №3 БАЭС с целью определения нагрузок на патрубки арматуры и возможности продления ресурса трубопроводов предусмотрено проведение (с привлечением специалистов ОКБ «Гидропресс») тензометрирования и определения остаточного (по отношению к проектному) натяга трубопроводов обвязки ПГ по третьему контуру после длительной эксплуатации.

### **НЕСОВЕРШЕНСТВО НОРМАТИВНОЙ БАЗЫ**

В процессе проведения расчетов, обосновывающих возможность продления срока службы элементов парогенератора ПГН-200М, выявились недостатки норм расчета на прочность. Можно отметить, что если американский код ASME периодически дополняется, то наши нормы заморожены в своем развитии. Идут разговоры по созданию «Свода правил и регламентов», но уже сейчас ясно, что нормативная база отстала от задач по созданию РУ на более длительный срок (45–60 лет) эксплуатации и является в определенном смысле «тормозом».

В качестве примера несовершенства нормативной базы можно привести следующее.

Величина давления гидравлических испытаний теплообменной трубы испарителя (сталь 10Х2М) в соответствии с Правилами и Нормами должна определяться с учетом минимальных показателей механических свойств материала, в данном случае длительной прочности. При этом для испарителя БН-600 давление гидравлических испытаний с 20,6 МПа (по первоначальному проекту) должно быть увеличено до 23,2 МПа, а для пароперегревателя БН-800 нижняя граница гидроиспытаний должна была бы быть 42 МПа, что в 2,34 раза больше рабочего давления. Очевидна нецелесообразность такого подхода.

Для решения этой проблемы по инициативе ОКБ «Гидропресс» было разработано техническое решение «Определение параметров гидравлических испытаний парогенератора Н-272 РУ БН-800», опирающееся на зарубежный опыт, а также опыт эксплуатации БН-600. Решение распространено и на ПГ БН-600.

С целью приведения документации в соответствие с действующими НД и увеличения срока службы РУ БН-800 до 45 лет проводились работы по корректировке ранее выполненного технического проекта ПГ. При этом пришлось столкнуться с отсутствием в НД необходимых для расчета на прочность данных за время свыше 30 лет, с отсутствием в ТУ свойств материалов при повышенных температурах, невозможностью головной материаловедческой организацией прогнозирования длительных свойств конструкционного материала с более высокой категорией прочности, если даже таковые имеются для более низкой категории.

От разработчиков высокотемпературного оборудования в НТЦ ЯРБ направлены предложения по назревшей корректировке НД:

- основные нормативные документы должны быть приведены в соответствие между собой по обозначению основных и сварочных материалов, а также стандартам и ТУ на них;

- должны быть исправлены явные опечатки и несуразности, учтен опыт отечественных (например, аналогичные нормы для ТЭС) и зарубежных норм (ASME и т.д.);

- Нормы должны позволять обосновывать прочность оборудования АС на актуальный в настоящее время срок эксплуатации АЭУ в 45 – 60 лет при уточнении (по существующему опыту эксплуатации) необходимых характеристик материалов и используемых в Нормах коэффициентов;

- должны быть приведены методики определения характеристик жаропрочности материалов при промежуточных временах и температурах как для более низких, так и для более высоких категорий прочности.

Необходимо также

- уточнить влияние науглероживания и обезуглероживания материалов на статическую и длительную статическую прочность;

- расширить содержание раздела для расчета на сопротивление хрупкому (вязкому) разрушению элементов из сталей, приведенных в табл. 1 для оборудования, при флюенсе более  $10^{22}$  нейтрон/м<sup>2</sup> и при температурах более 350°C;

- уточнить методику расчета напряжений в тройниковом соединении с учетом реальной геометрии сварного шва или условного радиуса перехода;

- привести методику по учету релаксации напряжений в трубопроводах и узлах уплотнений и соответствующие характеристики релаксационной стойкости материалов;

- привести критерии допустимой величины ползучести типовых узлов деталей и конструкций;

- разработать методы обработки и критерии оценки результатов, полученных современными программными комплексами по объемным моделям;

- разработать методику определения допускаемых при эксплуатации дефектов в металле сварных швов соединений теплообменная труба-трубная доска ПГ РУ БН.

### **ПЕРЕХОД ОТ МОДУЛЬНЫХ ПГ К КОРПУСНЫМ**

На сегодня в РФ освоены парогенераторы (ПГ), разработанные на базе секционно-модульной концепции, эксплуатируемые в составе РУ БН-600. ПГ аналогичного типа разработаны для строящейся РУ БН-800 (рис. 2).

ПГ надежны в эксплуатации, однако металлоемки и дороги. Применяемый для ПГ РУ БН-800 конструкционный материал позволяет обеспечить ресурс теплообменных модулей 150 тыс. ч, что предполагает необходимость замены ПГ за назначенный ресурс РУ (45лет).

Для РУ БН-1200 предполагается разработка и применение крупномодульных ПГ (рис. 3) или ПГ корпусного типа (рис. 4).

Предварительные проработки показали, что это позволит существенно (в 2-3 раза) улучшить технико-экономические показатели ПГ. Освоение новых конструкционных материалов позволит обеспечить заданный проектный срок службы (45-60 лет) таких ПГ. Заводом-изготовителем подтверждена возможность изготовления ПГ предлагаемых типов. Работоспособность отдельных узлов и систем, а также ПГ в целом в связи с увеличением габаритов и скоростей рабочих сред требует полного экспериментального подтверждения на моделях.

Существующий опыт разработки и эксплуатации секционно-модульных ПГ яв-

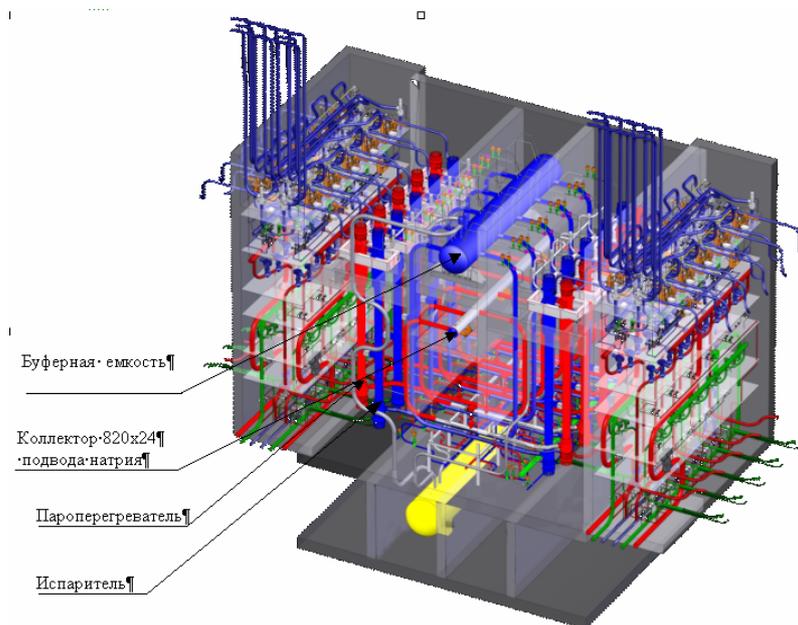


Рис. 2. Общий вид ПГ H272

ляется основой эволюционного пути развития к секционно-крупномодульным ПГ и ПГ корпусного типа.

### ЗАДАЧИ РАЗРАБОТКИ ПГ ДЛЯ НОВЫХ ЭНЕРГБЛОКОВ С БЫСТРЫМИ РЕАКТОРАМИ

Одной из основных проблем является проблема выбора конструкционного материала для теплообменной поверхности и корпусных элементов ПГ. Материал

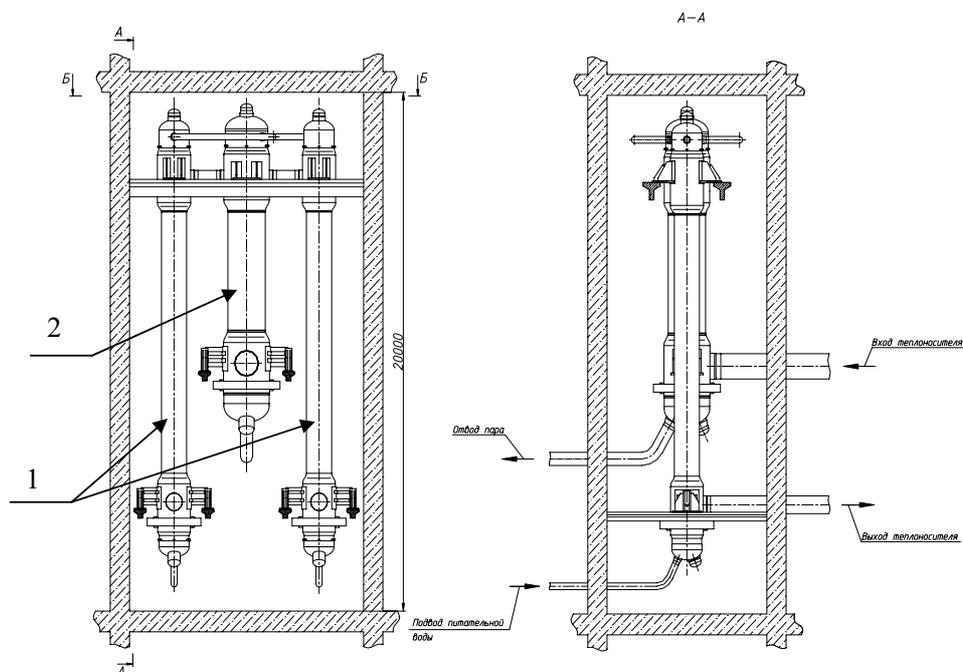


Рис. 3. Секционно-крупномодульный парогенератор односекционный: 1 – модуль испарителя; 2 – модуль пароперегревателя

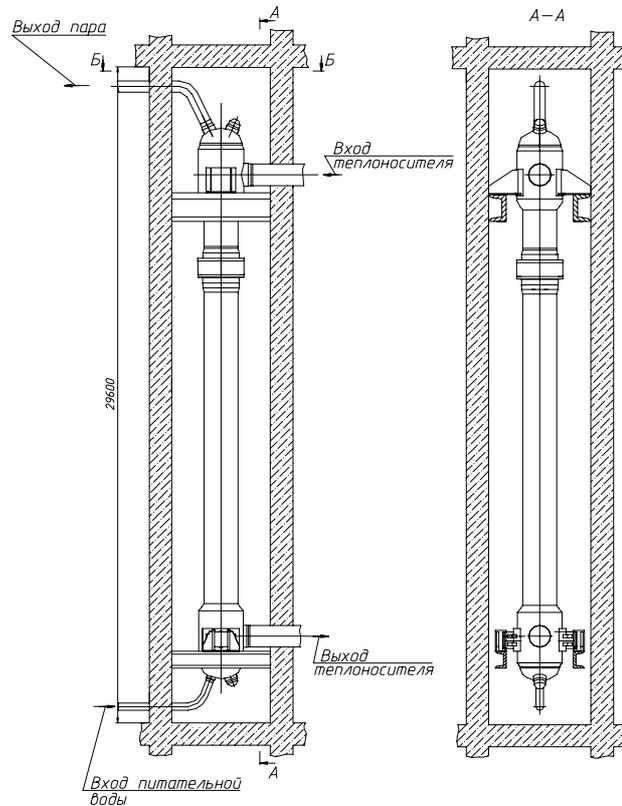


Рис. 4. Парогенератор корпусного типа (однокорпусной)

должен обеспечить требуемый срок службы ПГ при приемлемой стоимости и технологичности изготовления изделия. Применяемый сегодня материал (сталь 10X2M) хорошо освоен, но, как считается, не может обеспечить требуемый срок службы ПГ.

Для накопления и сохранения опыта разработки и эксплуатации необходимо проведение исследований коррозионных, физико-механических свойств конструкционного материала (стали 10X2M и 08X18H9) и состояния критических узлов заменяемых модулей ПГ РУ БН-600. Опыт продления ресурса модулей испарителей показал, что при качественной эксплуатации (улучшение ВХР, своевременная отмывка от отложений) модулей-испарителей второго поколения удалось существенно снизить скорость как общей, так и язвенной коррозии данной стали. Необходимо продолжить исследования калиброванных (размеры и расположение которых в трубных пучках указаны в паспортах модулей) трубок. Вполне возможно, что эти исследования позволят для парогенераторов РУ БН-1200, по крайней мере, для испарительной части, использовать технологически освоенную и относительно дешевую сталь 10X2M.

Мирового опыта наработки даже уже достигнутого ресурса парогенераторов такого типа нет. То, что на энергоблоке № 3 после наработки около 140000 часов были выявлены сквозные дефекты в трех промпароперегревателях и то, что за меньший период в композитных сварных швах «горячих» трубопроводов третьего контура появились трещины, настораживает и требует детального изучения с целью исключения в дальнейшем или, по крайней мере, предсказуемости данных явлений. Поэтому еще раз подчеркнем, что нужны исследования основного ме-

талла и сварных соединений, а также критических узлов отработавших свой ресурс модулей ПГ РУ БН-600. Ввиду отсутствия «прямых» экспериментальных данных по длительным свойствам материалов на ресурс  $3 \cdot 10^5$  ч достоверное прогнозирование длительной прочности, пластичности и ползучести является одной из важнейших задач для обеспечения надежной эксплуатации РУ.

Сегодня в качестве перспективного материала для ПГ РУ БН-1200 рассматривается сталь 07X12НМФБ, которая не имеет широкого применения. Она должна быть широко исследована на стендах ФГУП ЦНИИКМ «Прометей» и ФЭИ для получения всех необходимых физико-механических характеристик (в том числе кратковременных механических свойств, характеристик длительной прочности, пластичности и ползучести) на ресурс не менее 300 тыс. часов, коррозионной стойкости в продуктах взаимодействия воды и натрия. Для создания корпусных ПГ должны быть предусмотрены и работы по оформлению ТУ на поставку необходимых полуфабрикатов – поковок, листов, теплообменных труб длиной до 30 м (освоенная на сегодня длина 18 м).

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Работы по продлению срока службы оборудования действующей РУ БН-600 имеют большое значение как для назначения срока службы реактора и оборудования строящейся РУ БН-800 (45 лет), так и проектируемой РУ БН1200 (60 лет). Для учета опыта эксплуатации и отхода от чрезмерного консерватизма в нормативных документах нужны исследования состояния металла и критических узлов ПГ, а также создание системы мониторинга эксплуатационных параметров рабочих сред, характеристик и количества эксплуатационных режимов и оценки их влияния на свойства материала и в, конечном итоге, на ресурс.

Положительный опыт эксплуатации парогенератора БН-600, а также результаты исследования состояния критических узлов ПГ после длительной наработки дают возможность уверенно перейти к новому поколению корпусных ПГ со значительным повышением технико-экономических характеристик.

### **ПЕРЕЧЕНЬ ПРИНЯТЫХ СОКРАЩЕНИЙ**

- ASME – американское общество инженеров-механиков
- АЭУ – атомная энергетическая установка
- БН – быстрые нейтроны
- БОР60 – быстрый опытный реактор
- ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор
- ВХР – водно-химический режим
- НД – нормативная документация
- НТЦ ЯРБ – научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности
- НУЭ – нормальные условия эксплуатации
- МРЗ – максимальное расчетное землетрясение
- ОП – основной пароперегреватель
- ПГ – парогенератор
- ПП – промпароперегреватель
- РУ – реакторная установка
- ТЭС – тепловая электрическая станция
- ФГУП ЦНИИКМ – федеральное государственное унитарное предприятие центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов
- ФЭИ – физико-энергетический институт

Поступила в редакцию 30.03.2009

# АНАЛИЗ ДИНАМИКИ ПОСТУПЛЕНИЯ ВОДОРОДА В НАТРИЙ ВТОРОГО КОНТУРА ПОСЛЕ ЗАМЕНЫ МОДУЛЕЙ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ ЭНЕРГОБЛОКА БН-600

**Ю.В. Носов, Г.Н. Цыганков, А.И. Карпенко, А.А. Кузнецов**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Представлена методика расчета скорости поступления водорода в натрий второго контура энергоблока БН-600 на основе концентрации водорода в контуре и параметров работы системы очистки. Путем анализа полученных результатов определены источники и механизм поступления водорода во второй контур после замены модулей парогенераторов в рамках работ по продлению срока эксплуатации энергоблока БН-600 Белоярской АЭС. Дан прогноз ожидаемых скоростей поступления водорода после предстоящих замен модулей парогенераторов.

**Ключевые слова:** парогенератор, замена, модуль, натрий, очистка, водород.

**Key words:** steam generator, replacement, steam generator heat exchanger, sodium, purification, hydrogen.

## ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Дальнейшее развитие атомной энергетики связано с решением нескольких основных проблем – сырья, РАО и ОЯТ. Для решения этих задач необходимо развитие реакторов на быстрых нейтронах, которые могут нарабатывать топливо и дожигать накопленные атомными станциями отходы. Правильность выбора такой стратегии развития атомной энергетики и ее возможность подтверждает опыт эксплуатации реактора БН-600, который надежно работает на Белоярской АЭС уже 30-й год. За это время реактор продемонстрировал высокие показатели по безопасности и надежности работы. Были успешно решены поставленные при его создании задачи: длительные ресурсные испытания крупногабаритного оборудования, работающего в натрии; освоение натриевой технологии; отработка и совершенствование режимов эксплуатации; освоение технологии замены и ремонта натриевого оборудования, включая насосы и парогенераторы.

Максимальный коэффициент использования установленной мощности (КИУМ), достигнутый на энергоблоке БН-600 83,5%, средний КИУМ (медиана) – 75,7%. Период эксплуатации энергоблока БН-600 в режиме выработки электроэнергии превысил периоды эксплуатации всех, когда-либо действовавших аналогичных крупных реакторных установок и достиг ~ 200 тысяч часов. За это время выработано более 100 млрд. кВт·ч.

© Ю.В. Носов, Г.Н. Цыганков, А.И. Карпенко, А.А. Кузнецов, 2009

Успешная эксплуатация энергоблока БН-600 позволила начать работы в обоснование продления его расчетного срока службы с 30 до 40–45 лет.

В рамках продления сроков эксплуатации (в числе предусмотренных программой работ по замене оборудования, выработавшего свой ресурс) особняком – и по объему, и по сложности – стоит замена модулей парогенераторов ПГН-200М. Весной 2007 г. года заменены четыре испарительных, два основных и два промежуточных пароперегревательных модуля парогенератора 5-й петли; в 2008 г. – шесть полных секций парогенератора петли №4 (18 модулей в общей сложности); весной 2009 г. года планируется замена 23 модулей парогенератора петли № 6. Всего же в рамках программы подготовки блока к продлению срока эксплуатации предстоит заменить все 72 модуля всех трех парогенераторов блока.

Подобные по масштабу и характеру работы велись только при монтаже третьего блока Белоярской АЭС в 1970-х годах, и в условиях его промышленной эксплуатации выполняются впервые. Причем при пусконаладочных работах и освоении мощности подъем параметров БН-600 не был лимитирован по длительности, в настоящее же время продолжительность пуска жестко ограничена планом выработки электроэнергии, сроками ремонта и графиком несения сетевой нагрузки.

В таких условиях острее проявляют себя процессы, возможно, носившие не столь выраженный характер при вводе блока в эксплуатацию. В частности, при пусках блока и последующей работе на мощности после замены модулей в 2007 и 2008 гг. были отмечены высокое поступление и, как следствие, концентрация водорода в натрии соответственно 5-й и 4-й петель. Учитывая, что концентрация водорода во втором контуре в 0,35 ppm, согласно действующей эксплуатационной документации, считается признаком межконтурной течи парогенератора, особенно важно однозначно установить источники и механизм поступления водорода во второй контур, а также оценить возможные скорости его поступления после проведения замен модулей в будущем.

### **КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ СИСТЕМ И ОБОРУДОВАНИЯ**

Источником тепла блока № 3 Белоярской АЭС является реактор БН-600 тепловой мощностью 1470 МВт. «Горячий» натрий, выходящий из активной зоны и зоны воспроизводства поступает в верхнюю смесительную камеру и далее на вход шести (по два на петлю) промежуточных теплообменников (ПТО), где отдает тепло натрию второго контура. Из ПТО «горячий» натрий второго контура поступает в раздающий коллектор ПГ, затем снизу-вверх в межтрубное пространство основных и промежуточных пароперегревательных модулей, откуда по переливным трубопроводам попадает в межтрубное пространство испарительных модулей парогенератора. После испарителей теплоноситель поступает в «холодный» коллектор, затем в буферную емкость и всасывающий коллектор главного циркуляционного насоса второго контура (ГЦН-2), откуда вновь нагнетается в ПТО соответствующей петли. На рис. 1 представлена конструкция секции парогенератора ПГН-200М.

В составе оборудования второго контура предусмотрены четыре бака запаса натрия, предназначенные для аварийного слива теплоносителя одной из петель, хранения запаса натрия для расхолаживания низов испарителей при подключении петли на работающем блоке, а также компенсации изменений объема натрия в петлях при изменении температуры.

Очистка натрия второго контура от примесей осуществляется холодными фильтрами-ловушками (ФЛ), которых имеется по две на петлю циркуляции. Натрий подается на очистку с напора и возвращается во всасывающий коллектор ГЦН-2 соответствующей петли. Принцип очистки заключается в охлаждении натрия до температуры несколько ниже температуры насыщения при имеющейся концентрации

примесей в контуре и улавливания выпавших кристаллов примесей в зонах фильтрации, охлаждения и отстойника. Существующая технологическая схема позволяет подключать ФЛ одной петли на очистку натрия любой другой петли циркуляции, а также баков запаса второго контура.

Параллельно каждой паре ФЛ подключена петля индикации примесей, состоящая из теплообменника, вентилятора и пробкового вентиля-индикатора. Вентиль-индикатор представляет собой обыкновенный запорный вентиль, на клапане которого прорезаны канавки определенной ширины и глубины. Контроль содержания примесей осуществляется путем снижения температуры циркулирующего через петлю индикации натрия до начала падения расхода через нее, что говорит о высаживании примеси в канавках закрытого вентиля-индикатора. Соответствующая температура называется температурой забивания и позволяет судить о концентрации примесей в натрии.

Для контроля межконтурной плотности парогенератора по изменению концентрации водорода в натрии в составе каждой петли циркуляции по второму контуру предусмотрены восемь автоматических индикаторов водорода ИВА – по одному на каждую секцию парогенератора. Датчик водорода представляет собой никелевую мембрану толщиной 0,25 мм. Внешняя поверхность мембраны омывается натрием, внутренняя полость вакуумируется магнитоэлектрическим насосом. В полости насоса под действием напряжения в 4,5 кВ происходит ионизация проникающего через мембрану водорода. Образовавшиеся в результате протоны перемещаются к титановым катодным пластинам, создавая ток через электронную измерительную схему. Отбор натрия на индикаторы водорода осуществляется с выхода из испарительных модулей.

### ВЕРОЯТНЫЕ ИСТОЧНИКИ ПОСТУПЛЕНИЯ ВОДОРОДА В НАТРИЙ ВТОРОГО КОНТУРА

Источники поступления водорода в натрий второго контура можно разбить на две принципиально разные категории. К первой из них можно отнести водородосодержащие химические соединения, имевшиеся в контуре до заполнения его

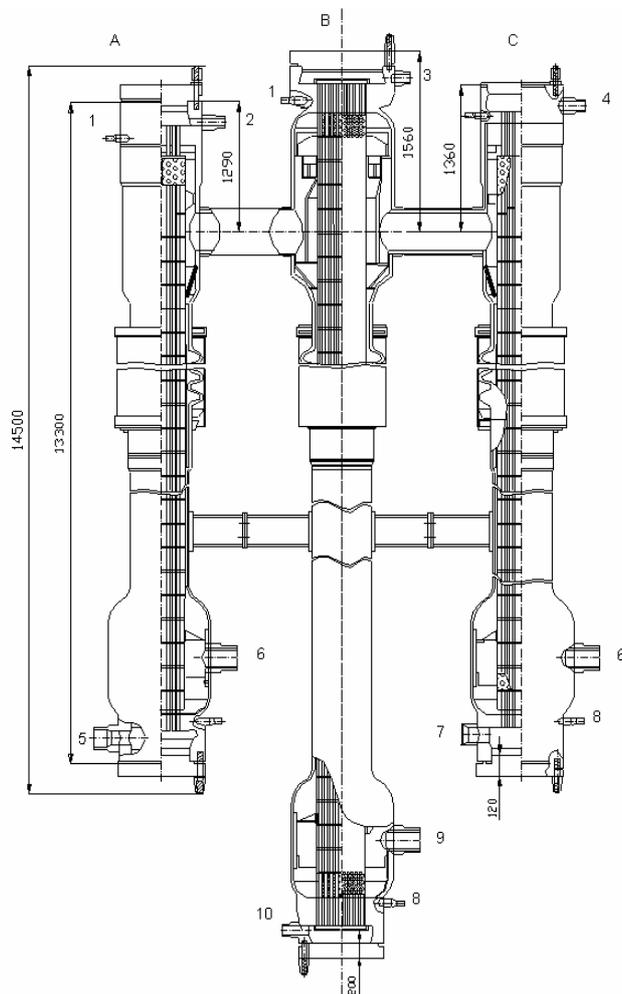


Рис. 1. Секция парогенератора ПГН-200М

натрием по окончании ремонтных работ. Сюда входят продукты взаимодействия остатков теплоносителя с воздухом, проникающим во внутренние полости оборудования при производстве работ с его вскрытием по второму контуру. Несмотря на осуществление ряда доказавших свою эффективность мер для минимизации такого взаимодействия количество водорода, поступившего во второй контур с атмосферной влагой, может оказаться существенным. Другим источником водорода этой категории являются загрязнения поверхностей вновь устанавливаемого оборудования, вызванные технологией его изготовления, качеством консервации, обращением перед монтажом в контур. Так при проведении предмонтажной подготовки двух испарительных модулей в феврале 2008 г. на их внутренних поверхностях обнаружены явно видимые отложения продуктов коррозии и нефтепродуктов. Учитывая, что технология очистки внутренних поверхностей модулей парогенератора в условиях Белоярской АЭС к настоящему времени не разработана, единственным доступным способом удаления таких загрязнений признан их смыв натрием после монтажа в контур.

Ко второй категории можно отнести смежные с натриевым оборудованием водородосодержащие технологические среды. В отсутствие протечек масла через уплотнения ГЦН, межконтурных течей парогенератора и при надлежащем качестве защитного газа основным источником водорода этой категории является его диффузия со стороны третьего контура. В нормальных условиях скорость поступления водорода в натрий второго контура составляет 5–10 г/сут.

#### МЕТОДИКА РАСЧЕТА

Изменение массы некоторой примеси в контуре в общем случае можно описать следующим соотношением:

$$\partial m_{\text{к}} = \partial m_{\text{вн}} - (\partial m_{\text{фл}} - \partial m'_{\text{фл}}), \quad (1)$$

где  $\partial m_{\text{к}}$  – изменение массы примеси в контуре, г;  $\partial m_{\text{фл}}$  – масса примеси, уносимая с расходом теплоносителя на систему очистки, г;  $\partial m'_{\text{фл}}$  – остаточная масса примеси, возвращаемая в контур после очистки на ФЛ, г;  $\partial m_{\text{вн}}$  – изменение массы примеси, обусловленное другими, внутренними или внешними процессами.

Переходя от масс к массовым концентрациям ( $M\partial C = \partial m_{\text{вн}} - (C - C')G\partial\tau$ ) и расходам, получим

$$\frac{\partial m_{\text{вн}}}{\partial\tau} = M \frac{\partial C}{\partial\tau} + (C - C')G, \text{ г/сут}, \quad (2)$$

где  $M$  – масса теплоносителя в контуре, г;  $C$  и  $C'$  – концентрации примеси в контуре и теплоносителя, возвращаемом после очистки, ppm;  $G$  – расход натрия на очистку, г/сут;  $\tau$  – время, сут.

Как видно, скорость поступления водорода во второй контур  $\left(\frac{\partial m_{\text{вн}}}{\partial\tau}\right)$  нетрудно посчитать, используя показания индикаторов водорода ИВА, данные по расходу натрия через ФЛ, и полагая  $C'$  равной концентрации водорода в насыщенном растворе в натрии при температуре на выходе из фильтров-ловушек.

Все перечисленные параметры регистрируются штатными измерительными приборами и хранятся в базе данных вычислительной сети Белоярской АЭС. Для расчетов используются усредненная концентрация водорода по ИВА петли, расходы на общем выходе и температуры натрия после подключенных к петле фильтров-ловушек.

$\frac{\partial C}{\partial\tau}$  вычисляется как разность между последовательными значениями усредненной концентрации водорода по ИВА, деленная на интервал времени

между моментами регистрации соответствующих параметров в вычислительной сети.

Обмен натрия в 5-й петле на натрий из баков запаса второго контура 14 – 15 мая 2007 г. представлен подключением к петле абстрактной фильтр-ловушки с температурой на выходе 130°C и расходом, равным объему обмена, деленному на его продолжительность (пример – см. ниже).

### АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

На основе описанной выше модели получены данные по скоростям поступления водорода в натрий второго контура в предпусковые периоды, при пусках и при работе блока на мощности после замены модулей парогенераторов в 2007 и 2008 гг. При анализе поступления водорода в натрий второго контура будем исходить из того, что водород может поступать из двух источников:

- за счет растворения поверхностных загрязнений вновь установленных модулей, а также продуктов взаимодействия натрия с влагой воздуха, попавшего в полости ПГ по стороне второго контура при ремонтных работах;
- за счет диффузии со стороны третьего контура.

Известно, что интенсивность протекания обоих процессов заметно растет с повышением температуры. Так скорость перехода некоторого вещества в раствор определяется соотношением

$$\frac{\partial C}{\partial \tau} = KF(C_{\text{нас}} - C)^m, \text{ г/сут}, \quad (3)$$

где  $C$  – концентрация вещества в пограничном слое раствора, ppm;  $C_{\text{нас}}$  – концентрация насыщения при данной температуре, ppm;  $F$  – эффективная площадь поверхности твердой фазы, м<sup>2</sup>;  $K$  – константа скорости реакции растворения;  $m$  – порядок реакции растворения.

И  $K$ , и  $C_{\text{нас}}$  экспоненциально растут с повышением температуры. Однако при постоянной температуре и  $C \ll C_{\text{нас}}$  скорость процесса определяется исключительно эффективной площадью поверхности  $F$ . При этом характер изменения площади поверхности (за счет растворения) зависит от ее геометрии. Площадь вогнутой поверхности будет расти, выпуклой – уменьшаться.

В [1] обобщены результаты многих исследований водородопроницаемости сталей. В [2] сделан вывод, что источником поступления водорода в натрий второго контура при химпромывках и пусках блока № 3 Белоярской АЭС являются коррозионные процессы со стороны третьего контура.

Согласно [1] «...проницаемость водорода через металлы определяется скоростью самого медленного из следующих процессов: поверхностной адсорбции и десорбции, растворения водорода в области, прилегающей к поверхности, собственно диффузии водорода в металле...», причем растворимость водорода в сталях пропорциональна корню квадратному из давления – или, по существу, концентрации – молекулярного водорода. Согласно [2] поток водорода во второй контур со стороны третьего контура пропорционален корню квадратному из скорости коррозии.

Отметим, однако, что скорость коррозии в этой работе вычислялась как линейная функция концентрации молекулярного водорода в теплоносителе третьего контура, и, таким образом, коррозионное происхождение водорода принимается априори. Тем не менее, приведенные в работе практические данные свидетельствуют о том, что скорость поступления водорода во второй контур при химпромывках и пусках блока определяется концентрацией водорода на стороне третьего контура.

Отметим также, что и скорость коррозии, и водородопроницаемость сталей экспоненциально растут с повышением температуры.

Как видно из вышеизложенного, определение источников водорода по характеру изменения скорости его поступления во второй контур с температурой или во времени было бы затруднительно, поскольку и при растворении поверхностных загрязнений, и при диффузии скорость процесса зависит от температуры схожим образом, а при постоянной температуре может меняться как за счет изменения площади загрязненной поверхности в первом случае, так и за счет торможения коррозионных процессов по причине образования на поверхности металла защитных оксидных пленок – во втором.

Однако в случае растворения поверхностных загрязнений, скорость поступления водорода во второй контур при прочих равных условиях будет пропорциональна площади их контакта с натрием, а в случае коррозионного происхождения водорода – площади контакта теплообменной поверхности вновь установленных модулей с водой.

На рис. 2 представлены графики скоростей поступления водорода в натрий второго контура пятой и четвертой петель при пуске и работе блока на мощности после замены модулей парогенераторов в пересчете на один вновь установленный испаритель. Ноль временной шкалы соответствует достижению блоком рабочих параметров. Как видим, за исключением пускового периода и примерно трех суток по завершении пусковых операций эти скорости совпадают. Следовательно, в долгосрочной перспективе поступление водорода в натрий в обоих случаях определялось коррозионными процессами со стороны третьего контура.

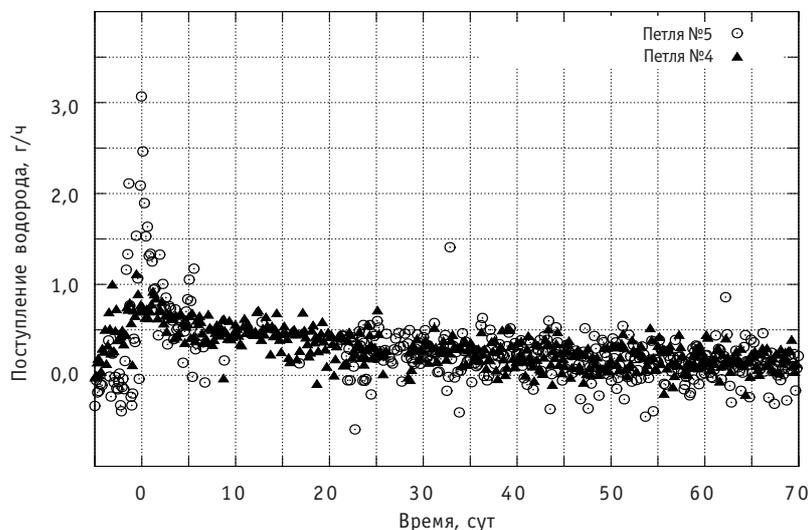


Рис. 2. Скорости поступления водорода в натрий второго контура пятой и четвертой петель после замены модулей парогенераторов в пересчете на один вновь установленный испаритель. Ноль временной шкалы соответствует достижению блоком рабочих параметров

Остается понять причины значительной (до трех раз) разницы в скоростях поступления водорода в натрий второго контура четвертой и пятой петель при пусках блока. В связи с этим необходимо отметить некоторые важные факты.

1. В весенний ремонт 2007 г. была произведена замена двух полных секций и двух испарителей парогенератора петли №5. Весной 2008 г. заменены модули шести секций парогенератора четвертой петли.

2. В обоих случаях при заполнении ПГ по второму контуру проводилось «пополаскивание» вновь установленных модулей натрием из баков запаса второго контура для смыва поверхностных загрязнений.

3. Пневмоиспытания новых модулей парогенератора петли № 5 проводились аргонном без подъема температуры во втором контуре.

4. Пневмоиспытания вновь установленных модулей парогенератора четвертой петли проводились с подъемом температуры натрия до 325°C.

5. Пуск блока весной 2007 г. проходил на двух петлях. В процессе пуска при температуре в горячей части пятой петли около 375°C обнаружена неплотность задвижки 6М200Б, после чего блок был разгружен для устранения дефекта. Общая продолжительность пусковых операций – около двух суток.

6. При пуске блока весной 2008 г. делались выдержки со стабилизацией параметров для оценки темпов роста концентрации водорода во втором контуре четвертой петли. В общей сложности на пусковые операции ушло больше трех суток.

7. В 2007 и 2008 гг. поступление водорода во второй контур пятой и четвертой петель в предпусковой период в целом отсутствовало, вплоть до их заполнения по третьему контуру, в том числе при повышении температуры натрия во время пневмоиспытаний четвертой петли. В то же время, при заполненных по третьему контуру парогенераторах уже сравнительно небольшой подъем параметров приводит к тому, что скорость поступления водорода во второй контур приобретает в среднем положительные значения.

Последнее можно объяснить лишь в том случае, если источником поступления водорода в натрий при пусках после замены модулей была исключительно его диффузия со стороны третьего контура.

Чтобы лучше понять происхождение поступающего со стороны третьего контура водорода, рассмотрим подробнее, как менялась скорость его поступления в натрий четвертой, пятой и шестой петель при пусках блока весной 2007 и 2008 гг. На петле № 6 в весенний ремонт 2007 г. была проведена химпромывка, и диффузионный характер поступающего во второй контур водорода не вызывает сомнений.

Соответствующие графики приведены на рис. 3. Сплошными вертикальными линиями помечены моменты перевода парогенераторов в паровой режим. Как говорилось выше, в случае коррозионного происхождения поступающего во второй контур водорода скорость его поступления должна быть пропорциональна площади контакта теплообменной поверхности испарителей с водой. Другими словами, при переводе парогенератора в паровой режим поступление водорода во второй контур должно снижаться пропорционально уменьшению этой площади.

Как видим, снижение скорости поступления водорода имело место во всех случаях. Однако при первом переводе на пар парогенераторов пятой и шестой петель относительное снижение скорости поступления водорода ниже, чем при повторном, что указывает на существование в третьем контуре существенного источника водорода помимо коррозии. В таком случае различие в относительной величине снижения скорости поступления водорода в натрий пятой и шестой петель при первом и повторном переводах парогенераторов на пар объясняется сравнительно малым вкладом коррозии в его суммарный поток со стороны третьего контура.

Сопоставляя динамику поступления водорода в натрий четвертой, пятой и шестой петель после стабилизации средней температуры натрия в парогенераторах на уровне 400°C можно сказать, что действие этого дополнительного источника для шестой петли прекратилось раньше, чем для пятой, а в случае четвертой петли практически незаметно.

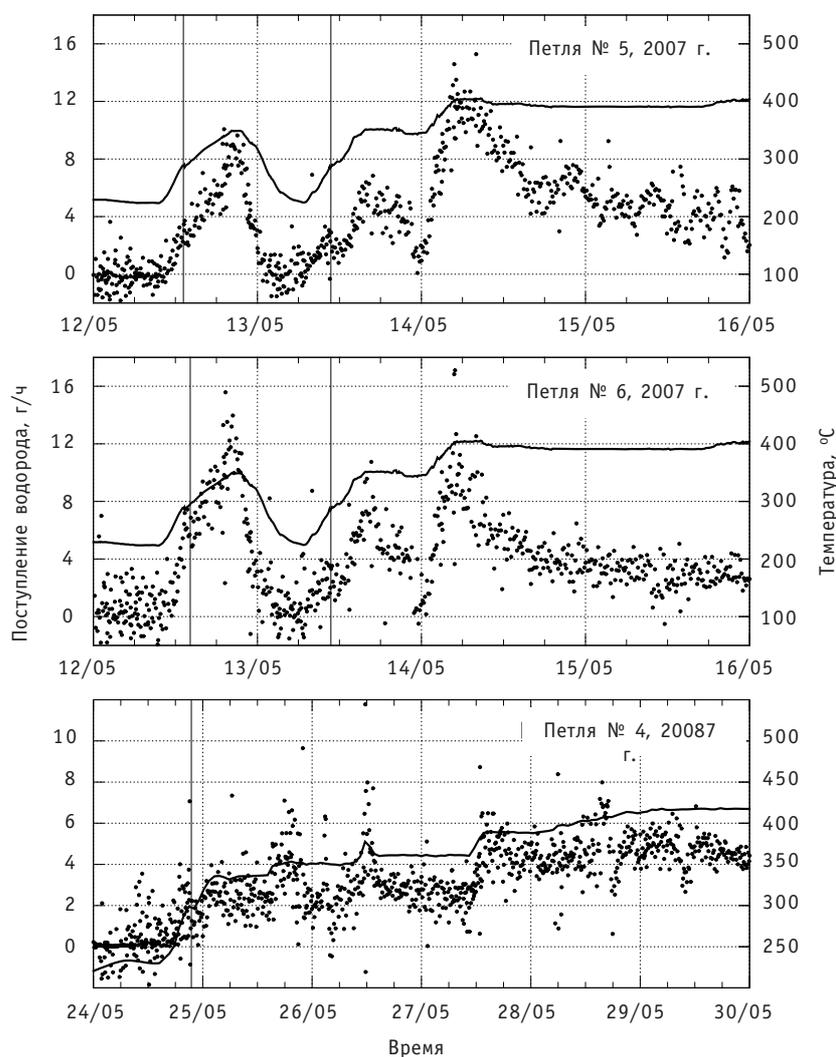


Рис. 3. Скорости поступления водорода в натрий второго контура петель №4, 5, 6: ● – скорость поступления водорода; — — средняя температура натрия в парогенераторе; сплошными вертикальными линиями отмечены моменты перевода парогенераторов в паровой режим

Принимая во внимание принятый на блоке водно-химический режим, таким источником водорода в третьем контуре может быть гидразин. Известно, что в условиях парогенератора излишки этого вещества, не пошедшие на связывание кислорода и восстановление железа, могут разлагаться с выделением водорода.

Характер изменения концентрации гидразина в питательной воде парогенераторов в анализируемые периоды представлен на графиках рис. 4. Как видим, различия в динамике поступления водорода в натрий четвертой, пятой и шестой петель могут быть объяснены разницей в содержании гидразина в питательной воде при вводе единственного предположения, что водород, выделившийся в результате разложения гидразина, накапливается в третьем контуре и поступает в натрий еще некоторое время после снижения концентрации гидразина до минимальных значений.

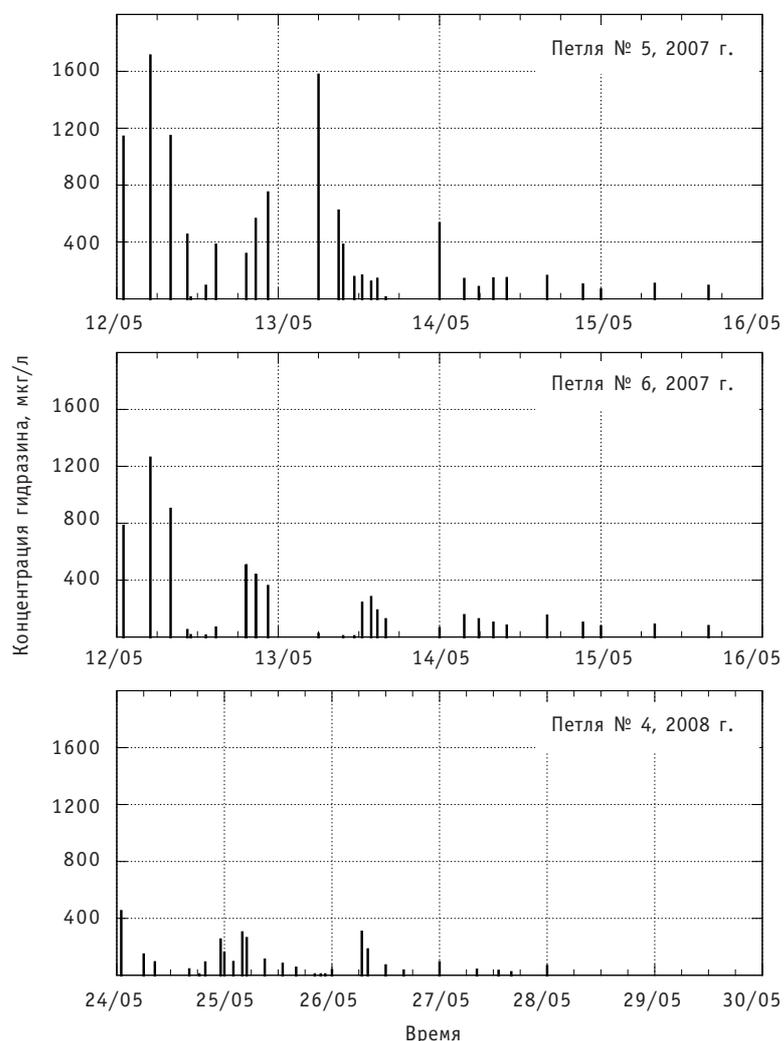


Рис. 4. Концентрация гидразина в питательной воде парогенераторов по данным химанализа

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По результатам проделанного анализа можно сделать следующие выводы.

1. Причиной повышенного поступления водорода в натрий второго контура после замены модулей парогенераторов пятой и четвертой петель блока № 3 Белоярской АЭС явилась его диффузия со стороны третьего контура.

2. Водород имел, в основном, коррозионное происхождение. Исключение составляет период от начала пуска блока до двух-трех суток с момента достижения рабочих параметров в случае пятой петли, когда дополнительным источником водорода могли быть излишки гидразина в питательной воде.

3. При последующих заменах модулей ПГ ожидаемая скорость поступления только коррозионного водорода в натрий второго контура в начальный период после достижения блоком рабочих параметров составит около 0,7 граммов в час на вновь установленный испаритель.

4. Предложенная в настоящей работе методика расчета скорости поступления водорода дает достоверные результаты и может быть использована в составе вы-

числительной сети БАЭС для ранней диагностики межконтурной неплотности парогенераторов.

**Литература**

1. Арчаков Ю.И. Водородная коррозия стали. – М.: Металлургия, 1985.
2. Ермолаев Н.П., Смыков В.Б. и др. Закономерности поведения коррозионного водорода в парогенераторах типа «натрий-вода»/Опыт эксплуатации Белоярской АЭС. Часть 3. – Свердловск: УрО АН СССР, 1988.
3. Химическая технология теплоносителей атомных энергетических установок. – М.: Атомэнергоиздат, 1985.

Поступила в редакцию 27.04.2009

# РАЗРАБОТКА СХЕМЫ ЦИФРОВОЙ РЕГИСТРАЦИИ СКОРОСТИ ВРАЩЕНИЯ ГЛАВНЫХ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ ВТОРОГО КОНТУРА ЭНЕРГОБЛОКА БН-600

**М.Т. Теличко, П.П. Говоров, И.С. Поморцев**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье рассмотрена дополнительная к штатной цифровая система регистрации скорости вращения главных циркуляционных насосов второго контура энергоблока БН-600.

**Ключевые слова:** импульс, скорость вращения, схема, тепловая мощность, точность, цифровая система.

**Key words:** pulse, speed, circuit, thermal power, accuracy, digital system.

Необходимость проведения работ на блоке №3 Белоярской АЭС по разработке цифровой системы регистрации скорости вращения главных циркуляционных насосов второго контура (ГЦН-2) объясняется необходимостью повышения точности измерения тепловой мощности реактора БН-600. Скорость вращения ГЦН-2 при расчете тепловой мощности реактора по параметрам 2 контура используется как аналог расхода теплоносителя (натрия).

Штатная схема измерения скорости вращения ГЦН-2 энергоблока БН-600 основана на измерении переменного трехфазного напряжения тахогенератора, ротор которого закреплен на валу двигателя ГЦН. После выпрямления, сглаживания и нормирования постоянное напряжение в аналоговой форме используется в системах регистрации на блочном щите управления (БЩУ) блока №3, информационно-вычислительной системе (ИВС), а также в системах аварийной защиты и сигнализации.

Недостатками штатной системы измерения скорости вращения ГЦН-2 являются

- наличие задержек прохождения сигналов из-за выпрямления, сглаживания, нормирования выходного сигнала;

- низкая точность из-за нестабильности величины амплитуды выходного напряжения тахогенератора, связанной с дрейфом тока возбуждения, с зависимостью его от температуры, что, естественно, дает ошибку масштабирования и вносит большой вклад в нелинейность выходного напряжения в функции скорости вращения ГЦН. Погрешность измерения скорости вращения ГЦН-2 в аналоговой форме на ИВС составляет  $\pm(5-8)$  об/мин. Периодической подстройкой аналогового сигнала скорости вращения по показаниям цифровой СВСВ можно свести погреш-

© *М.Т. Теличко, П.П. Говоров, И.С. Поморцев, 2009*

ность регистрации к  $\pm (1-3)$  об/мин.

В настоящее время кроме штатной (аналоговой) системы измерения и регистрации используется также вспомогательная цифровая система вычисления скорости вращения (СВСВ) ГЦН-2. Работа ее основана на подсчете в течение 1 секунды числа импульсов, получающихся при прохождении мимо датчика зубьев специальной шестерни, закрепленной на валу электродвигателя ГЦН-2. Число зубьев шестерни выбрано равным 60, вследствие этого число импульсов за 1 секунду равно числу оборотов в минуту. Цифровая система ВСВ, используемая на цифровых табло блочного щита управления блока №3 для визуального наблюдения за величиной скорости вращения ГЦН-2, не имеет выхода на ИВС, вследствие чего не может быть использована в программах расчета тепловой мощности реактора. Следует заметить, что точность измерения скорости вращения ГЦН-2 системой ВСВ не выше  $\pm 1$  об/мин. Цикл измерения скорости вращения равен 2 с.

Поскольку изменение скорости вращения одного ГЦН-2 на один оборот приводит к изменению величины расчетной тепловой мощности реактора на  $\approx 0,7$  МВт, то при использовании измерений аналоговых сигналов погрешность расчета тепловой мощности реактора может составить  $(5,6 \times 3) 16,8$  МВт. Точность цифровой системы ВСВ желательно повысить до величины хотя бы  $\leq \pm 0,5$  об/мин, чтобы снизить погрешность расчета тепловой мощности в трех петлях до  $\approx \pm 1$  МВт.

С целью повышения точности измерения скорости вращения ГЦН-2 разработана система измерения скорости вращения ГЦН-2 повышенной точности, основанная на использовании импульсных сигналов СВСВ. Для того, чтобы исключить погрешность ИВС (около  $\pm 1,8$  об/мин) преобразования аналогового сигнала в цифровой, необходимо вводить в ИВС цифровой сигнал.

Преимущества разработанной цифровой системы регистрации скорости вращения ГЦН-2 перед штатной системой с использованием тахогенераторов заключаются в следующем:

- в качестве датчика используется шестерня, жестко закрепленная на валу, зубья которой работают без нагрузки (на индукционный датчик);
- высокая точность измерения ( $\leq \pm 0,5$  об/мин);
- отсутствие температурной зависимости результата измерений;
- отсутствие вращающихся деталей (генераторов, муфт, подшипников и т.д.).

Существующая цифровая система измерения скорости вращения на БЩУ обладает сравнительно высокой ( $\pm 1$  об/мин) точностью измерения, но позволяет осуществлять только визуальное наблюдение за результатом измерения. В системе предусмотрен частотный (счетный) выход, представляющий собой последовательность импульсов с периодом следования, пропорциональным скорости вращения ГЦН-2.

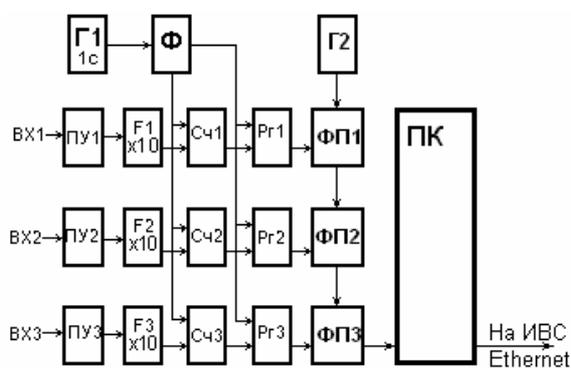


Рис. 1. Структурная схема измерения скорости вращения ГЦН-2

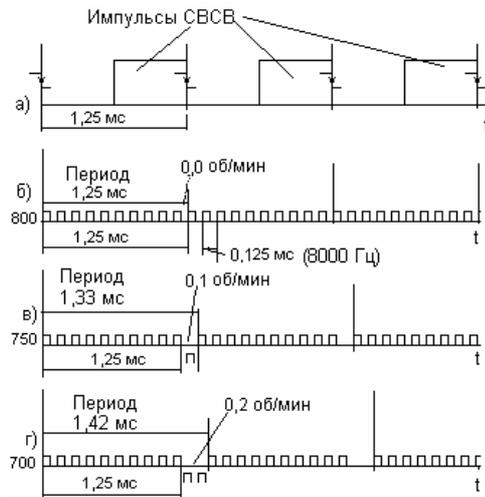


Рис. 2. Размещение 10 импульсов заполнения в периоде следования счетных импульсов

Предлагаемая структурная схема цифрового измерения скорости вращения повышенной точности с цифровым выходом на ПК (преобразователя частоты вращения – ПЧВ) представлена на рис. 1.

Работает схема следующим образом.

Секундные импульсы с кварцевого генератора Г1 поступают на формирователь Ф. По спаду каждого секундного импульса формируется последовательность из двух коротких импульсов (1–2 мкс), первым из которых информация с выходов счетчиков (число импульсов за 1 секунду) записывается в регистры хранения, а вторым производится сброс счетчиков. Цикл повторяется с приходом каждого секундного импульса.

Поскольку длительность периода счетных импульсов при скорости вращения 800 об/мин составляет 1250 мкс, а длительность импульса записи – 1–2 мкс, то пропусков счетных импульсов в данной схеме измерения не происходит. Счетные импульсы с выхода датчиков «оборотов» ГЦН-2 по входам Vx1, Vx2, Vx3 поступает на преобразователи уровня сигналов (ПУ1, ПУ2, ПУ3) и через умножители частоты в 10 раз (F1x10, F2x10, F3x10) – на счетчики импульсов (Сч1, Сч2, Сч3), выходы которых через регистры хранения (РГ1, РГ2, РГ3) поданы на входы формирователей посылок (ФП1, ФП2, ФП3), откуда подаются в персональный компьютер (ПК), подключенный по Ethernet к локальной сети с тактовой частотой, определяемой генератором Г2.

Возможность повышения точности измерения скорости вращения ГЦН-2 показана на рис. 2.

Умножением частоты счетных импульсов в 10 раз можно повысить точность регистрации скорости вращения ГЦН-2 с  $\pm 1$  об/мин до  $\pm(0,1-0,3)$  об/мин в диапазоне частот 700–800 об/мин. Так как наибольшая частота вращения ГЦН-2 может достигать величины 780–790 об/мин, то скорость вращения 800 об/мин выбрана предельной, при которой возможно измерение скорости вращения с повышенной точностью, используя умножение исходной частоты СВСВ в 10 раз с частотой импульсов заполнения 8 кГц.

С этой целью после каждого счетного импульса (рис. 2а) на вход счетчика подаются (рис. 2б) импульсы заполнения с частотой 8 кГц (период 0,125 микросекунд).

При частоте вращения ГЦН-2 800 об/мин поступит 8000 импульсов. Все они будут сосчитаны, но на границах секундного интервала возможна потеря 1 импульса из-за несовпадения фронтов секундного импульса и импульса заполнения, т.е. точность измерения составит  $\pm 1$  импульс ( $\pm 0,1$  об/мин).

При частоте вращения 750 об/мин (рис.2в) период следования счетных импульсов составит 1,33 мс, период 10 импульсов заполнения составит 1,25 мс. При попадании начала секундного интервала в промежуток между посылками заполнения возможна потеря дополнительно к сказанному выше еще одного импульса. Тогда точность счета составит  $\pm 2$  импульса ( $\pm 0,2$  об/мин).

Аналогично, при 700 об/мин (рис. 2г) точность счета составит  $\pm 3$  импульса ( $\pm 0,3$  об/мин). При более низких частотах вращения точность счета будет снижаться до  $\pm 10$  импульсов ( $\pm 1$  об/мин). Такой точностью счета ( $\pm 1$  об/мин) обладает штатная система ВСУ на БЩУ. Для улучшения сравнения результатов измерения разными каналами импульсы записи и сброса подаются от общих формировате-

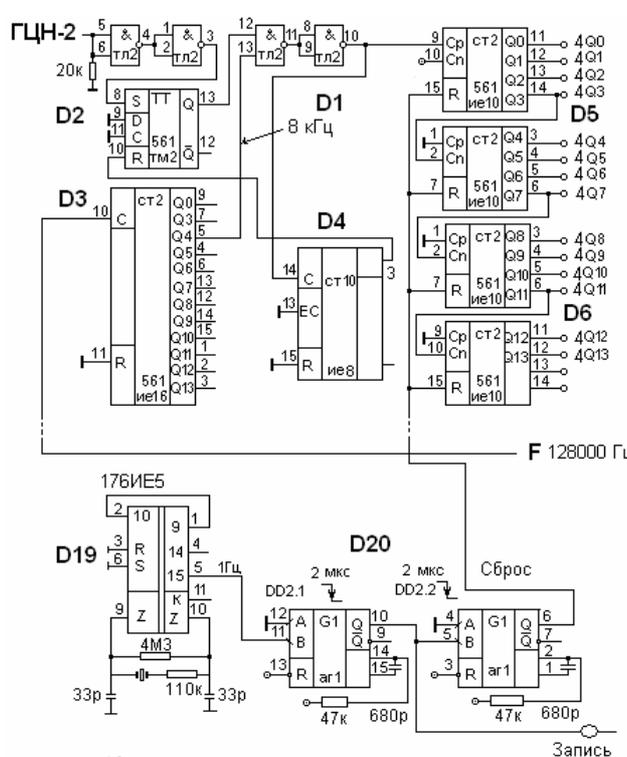


Рис. .3. Схема умножения на 10 и счета импульсов

лей. Общими в разных каналах взяты и напряжения питания. Элементная база – микросхемы с малым потреблением серии КМОП.

Электрическая схема умножения на 10 входных импульсов и их счета для канала ГЦН-2 представлена на рис. 3

Счетные импульсы системы ВСУ поступают в схему измерения через гальваническую развязку с целью исключения влияния на работу измерителей скорости вращения БЩУ. По приходу очередного входного импульса с датчика «оборотов» 4ГЦН-2 триггер D2 по входу S устанавливает выход Q в единицу, открывая ключ (D1). После этого импульсы частотой 8 кГц поступают на счетчик импульсов D5, D6, собранный на микросхемах К561ИЕ10, а также на счетчик D4 (К561ИЕ8). Счетчик D4 после набора 10 импульсов сбрасывает в ноль выход Q триггера D2, закрыв

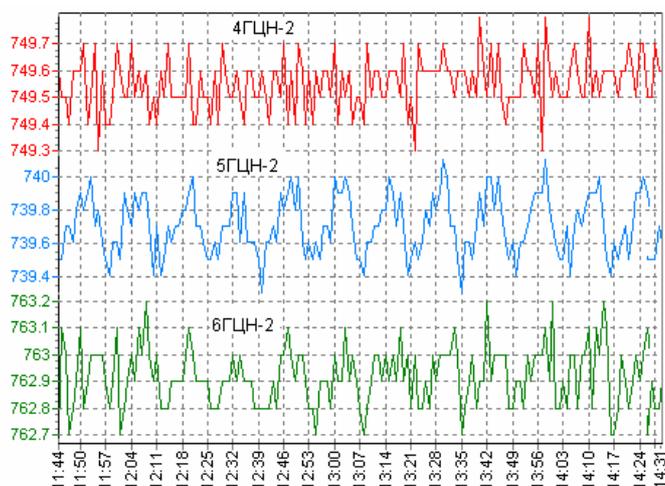


Рис. 4. Регистрация скорости вращения ГЦН-2 на ИВС

тем самым ключ (D1). После прихода следующего счетного импульса с датчика «оборотов» 4ГЦН-2 процесс повторяется.

Генератор секундных импульсов собран на микросхеме K176IE5 (D19).

По спаду секундного импульса формируется импульс записи информации со счетчиков в регистр, а по его спаду – импульс сброса счетчиков. Длительность импульсов порядка двух микросекунд. Для передачи информации в персональный компьютер разработан сдвиговый регистр на микросхемах K561IP9. Информация по окончании записи в регистр сдвига б байтами в одной посылке передается в ПК. Скорость передачи составляет 128 кбод. Эта скорость ввода информации обеспечивает регистрацию на ПК и частоты вращения 1000 об/мин, т.е. схема пригодна и для ГЦН первого контура (до 1000 об/мин).

Разработанное устройство – преобразователь частоты вращения (ПЧВ) – входит в состав экспериментальной системы сбора информации о параметрах 2 контура (МХ100), используемых для расчета тепловой мощности реактора БН-600.

На рис. 4 приведены графики изменения сигналов скорости вращения ГЦН-2, полученные с помощью ПЧВ на ИВС.

Видно, что сигналы «оборотов» изменяются в пределах не более  $\pm 0,3$  об/мин.

Опытная эксплуатация ПЧВ в составе измерительной системы в течение одной микрокампании (180 суток) показала его надежную работу.

Поступила в редакцию 30.03.2009

## КОНТРОЛЬ РАБОТОСПОСОБНОСТИ РЕАКТОРНЫХ СБОРОК ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В АКТИВНЫХ ЗОНАХ БН-600. ВТОРАЯ МОДЕРНИЗАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ «ГОРЯЧЕЙ» КАМЕРЫ

**М.В. Баканов, А.В. Ненахов, В.В. Чуев, И.С. Дудниченко, О.Н. Леликов**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Представлено современное состояние методического обеспечения после-эксплуатационного контроля работоспособности реакторных сборок и их комплектующих элементов, осуществляемого в соответствии с требованиями правил ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. Методология контроля основана на опыте массовых первичных послереакторных исследований состояния сборок после эксплуатации в реакторе БН-600, проводимых в бассейне выдержки и в «горячей» камере энергоблока №3 Белоярской АЭС. В данной работе приведены основные результаты второй модернизации технологического и исследовательского оборудования «горячей» камеры БН-600, проведенной после 2000 г., и обозначены дальнейшие перспективы развития пристанционного комплекса контроля.

**Ключевые слова:** дефектоскопия, «горячая» камера, контроль, послереакторные исследования, стенд, спектрометрия, твэл.

**Key words:** flaw detection, hot cell, verification, post-irradiation examination, bench, spectrometry, fuel pin.

### ВВЕДЕНИЕ

Для обеспечения ядерной безопасности реакторной установки (РУ) и других систем, важных для безопасности (СВБ), среди прочих предъявляются следующие требования [1]:

- изменение состава, конструкции или характеристик РУ и (или) СВБ, а также условий эксплуатации атомной станции (АС) не может быть выполнено без внесения соответствующих изменений в проекты РУ и АС;
- при разработке проектов РУ и (или) при модернизации активной зоны реактора с использованием новых конструкций тепловыделяющих сборок (ТВС), новых композиций ядерного топлива, совершенствования систем управления и защиты (СУЗ) и других СВБ должны быть выполнены необходимые стендовые и реакторные исследования, достаточность которых должна быть показана в проекте для выполнения критериев безопасности;

© **М.В. Баканов, А.В. Ненахов, В.В. Чуев, И.С. Дудниченко, О.Н. Леликов, 2009**

- в целях поддержания и подтверждения проектных характеристик системы и элементы, важные для безопасности, должны проходить контроль и испытания в процессе изготовления, монтажа и наладки, а также периодическую проверку в процессе эксплуатации.

Для выполнения этих требований на энергоблоке №3 Белоярской АЭС с реактором БН-600 проверка проектных характеристик ТВС, рабочих органов (РО) системы управления и защиты (СУЗ) и других реакторных сборок после их эксплуатации осуществляется с помощью пристанционного комплекса первичных послереакторных исследований штатных, модернизируемых и новых конструкций сборок, композиций ядерного топлива, поглотителей, конструкционных материалов.

### **МЕТОДОЛОГИЯ КОНТРОЛЯ**

Надежность получаемых данных контроля работоспособности элементов и материалов реакторных сборок определяется, в основном, степенью проработки методологии его осуществления и уровнем методического обеспечения. Методология контроля работоспособности полноразмерных сборок реактора БН-600 базируется на традиционных принципах реакторного материаловедения применительно к условиям эксплуатации промышленного энергоблока.

Контроль заключается в проведении массовых первичных послереакторных исследований состояния сборок и их комплектующих элементов. Отличительной особенностью является организация работ в «горячей» камере (ГК), в отделении разделки которой (ОРГК) проводится разборка реакторных сборок и затем осуществляются исследования их элементов с помощью различных мобильных установок, последовательно подаваемых в ОРГК с мест хранения в отделении перегрузки (ОПГК). Элементы сборок во время исследований постоянно находятся в ОРГК. Традиционно в аналогичных отечественных и зарубежных исследовательских центрах разделка и исследования проводятся в специализированных камерах, соединяющихся между собой устройствами передачи сборок и их элементов из отделения в отделение, в которых установлено стационарное исследовательское оборудование.

В результате массовых первичных послереакторных исследований, проводимых в «горячей» камере и бассейне выдержки БН-600, собираются экспериментальные данные по влиянию отдельных факторов на поведение штатных и экспериментальных ТВС, РО СУЗ, облучательных устройств и других выемных конструкций. Получаемая информация необходима для анализа работоспособности и безопасности существующих конструкций элементов активных зон быстрых реакторов и оптимизации разрабатываемых конструкций, конструкционных материалов, режимов их эксплуатации в модернизированных активных зонах при поэтапном повышении их ресурсных характеристик.

Объекты исследования определяются целями реакторных испытаний опытных и выявления причин выхода из строя штатных реакторных сборок. Реакторные испытания и штатная эксплуатация реакторных сборок сопровождаются обязательным этапом анализа расчетно-экспериментальных данных условий их эксплуатации в реакторе и всей историей обращения со сборками от изготовления до утилизации.

При постановке задач послереакторных исследований выбираются представительные сборки из числа отработавших в реакторе (сборки на исследования, как правило, выбираются коллегиально всеми заинтересованными организациями):

- экспериментальные сборки, в которых применены новые материалы или новые конструкторские решения для повышения их ресурса и надежности (реакторные ресурсные испытания таких сборок проводятся поэтапно; ресурс этапов испытаний назначается на основе расчетно-экспериментального обоснования, ба-

зирующегося на накопленном опыте облучения материалов, конструкций и их послереакторных исследований);

- штатные сборки, которым назначается повышенный ресурс с целью определения границ достижения предельного состояния работоспособности по различным эксплуатационным параметрам;

- штатные аварийные сборки с преждевременной выработкой ресурса, которая обусловлена, как правило, или недостатками в проработке материалов и конструкций, или отклонениями в технологиях их изготовления, или особенностями эксплуатации сборок;

- экспериментальные устройства, предназначенные для проведения облучения конструкционных материалов и наработки изотопов.

До начала 1990-х годов внедрение новых конструкций и материалов для использования в быстром реакторе большой мощности происходило поэтапно. Первоначально изучались образцы конструкционных материалов лабораторных и опытно-промышленных плавков после имитационного и реакторного облучения в исследовательских и/или опытно-промышленных реакторах типа БР, БОР-60, БН-350, БН-600. После первичного отбора материалов и изготовления из них сборок проводились реакторные испытания экспериментальных сборок в быстрых реакторах небольшой мощности и всесторонние послереакторные исследования в «горячих» лабораториях отрасли. В результате проработанные материалы и конструкции в составе полномасштабных экспериментальных сборок поступали (и поступают) в реактор большой мощности БН-600 на испытания, после которых проводятся первичные послереакторные и последующие материаловедческие исследования. На основании результатов исследований и экспертной процедуры принимаются решения о внедрении конструкций в штатную эксплуатацию. В последние двадцать лет с накоплением опыта исследований предпочтение все больше отдается форсированным реакторным испытаниям полномасштабных сборок.

В табл. 1 представлена общая характеристика методов первичных послереакторных исследований, с помощью которых осуществляется визуальный контроль состояния сборок в целом и после их разделки (разборки), измеряются геометрические размеры элементов, определяются герметичность твэлов и параметры внутритвэльного газа, состояние топливных сердечников и распределение продуктов деления и активации. Для обнаружения дефектов оболочек применяется импульсная вихретоковая дефектоскопия, измеряется электросопротивление оболочек. Для отдельных твэлов проводились нейтронная радиография, измерения термического сопротивления зазора между топливом и оболочкой, определение коэффициента линейного расширения оболочек твэлов. В настоящее время эти методы не применяются.

Наибольшая ценность результатов первичных послереакторных исследований заключается в оперативности их получения. Такая информация в числе первых используется для выбора образцов, отправляемых на более детальные материаловедческие исследования, проводимые с помощью разрушающих методов. В ряде случаев до получения рекомендаций материаловедческих организаций оперативно принимаются решения о продлении или прекращении эксплуатации конструкций.

На начальном этапе в создании методической базы первичных исследований совместно с Белоярской АЭС активное участие принимали сотрудники ВНИИНМ и его филиала на МСЗ, БН-350, СФНИКИЭТ/ИРМ, НИИАР, ФЭИ. В конце 1980-х годов с появлением и развитием компьютерной техники силами Белоярской АЭС, ФЭИ и ПКП АСК была осуществлена модернизация методического обеспечения первичных исследований. Результаты начального этапа развития методов контроля подробно описаны в работе [2]. Начиная с 2000 г. Белоярской АЭС совместно с НИИ-

**Методическое обеспечение первичных исследований**

Методика	Назначение, цель
Визуальный контроль	Внешний вид составных элементов Видимые изменения от различных воздействий Оценка кривизны, спиральности Выявление дефектных участков Обнаружение отложений и налетов
Определение геометрических размеров сборок	Измерение размеров диагоналей и между гранями шестигранного сечения в зависимости от высоты сборки Сопоставление расчётным условиям облучения Определение дозотемпературных зависимостей и параметров распухания, ползучести
Определение геометрических размеров оболочек элементов	Удлинение Внешний диаметр оболочки в зависимости от высоты элемента Овализация оболочки на различных участках Профиль поперечного сечения оболочки Построение образа формоизменения оболочки Определение дозотемпературных зависимостей и параметров распухания
Определение параметров внутритвэльного газа	Газовый объем твэла Давление газа под оболочкой Количества накопившегося газа (при нормальном давлении) Оценка напряжений в оболочке
Импульсная вихретоковая дефектоскопия	Контроль состояния оболочки (наличие и локализация дефектов, магнитных включений, аномальных областей) Контроль состояния топливных сердечников (локализация аномалий) Установление областей контакта топлива с оболочкой
Гамма-спектрометрические исследования	Определение относительного $\rho$ нуклидного состава гамма-излучателей на различных участках сборки и её элементов Контроль герметичности твэлов по наличию криптона-85 в газовой полости Установление пространственных распределений радионуклидов Косвенный контроль состояния топливного столба Оценка газовыделения из топлива Верификация расчетных условий облучения
Электропотенциальный метод	Определение электрического сопротивления оболочки Локализация областей выделения вторых фаз Обнаружение дефектов оболочки, её разностенности
Другие методы	Определение термического сопротивления зазора топливо-оболочка Измерение коэффициента линейного расширения оболочек Определение эффективной плотности топливного сердечника по радиусу и высоте Наличие центрального отверстия и аномалий топлива

АР и ИРМ проводится и практически закончена вторая модернизация оборудования «горячей» камеры БН-600. Отметим ее основные результаты.

### СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ

**«Горячая» камера.** Несмотря на то, что технологическое оборудование «горячей» камеры непрерывно эксплуатируется более четверти века, его работоспособность поддерживается на достаточно высоком уровне путем проведения плановых и восстановительных ремонтов изношенных деталей и узлов. Многие детали станка фрезерной и абразивно – алмазной резки, копирующие манипуляторы, радиационно-стойкие колпаки светильников, требуют замены.

На первом этапе замены технологического оборудования приобретены и установлены в «горячую» камеру на пробную эксплуатацию манипуляторы А201/144 производства «Hans Wdlischmiller GmbH», Germany (рис. 1). Манипуляторы снабжены семью степенями свободы и имеют следующие характеристики:

- взаимозаменяемость;
- отношение длины управляющей руки к исполнительной 1:1,6;
- максимальная грузоподъемность в любом направлении 80 Н;
- максимальная грузоподъемность в вертикальном направлении 200 Н;
- ручное перемещение нижней исполнительной руки 180°;
- ручное перемещение верхней исполнительной руки 115°;
- вращение клещей-захватов более 360°;
- подъем клещей-захватов 140°;
- раскрытие клещей-захватов 90 мм;
- вращение руки ±180°.

**Визуальный контроль.** С развитием вычислительной, фото- и видео-техники проведена полная замена персональных компьютеров и оборудования, фиксирующего и копирующего изображение. Визуальный контроль элементов конструкций проводится в «горячей» камере дистанционно через защитное стекло, по-прежнему, с помощью прибора-бинокля ПР-160 с двадцатикратным увеличением. В бассейне выдержки осмотр сборок осуществляется с использованием телекамеры подводного исполнения и телевизионного монитора. Фотографирование производится цифровыми фотоаппаратами «Sony» модели DSC-F717 (5,24 Мп, объектив «Carl Zeiss» 5x – оптическое, 10x – общее, фокус 9,7–48,5 мм, минимальная диафрагма 2,0–2,4) или «Canon G-9» (12,1 Мп, 6x – оптическое, фокус 7,4–44,0 мм, диафрагма 1:2,8–4,8).

Цель осмотра – описание общего состояния сборок (стабильность внешнего вида, видимые изменения от различных воздействий), выявление дефектных участков (его вида, размеров, местоположения), обнаружение отложений и налета, покрывающих поверхность. Типичные результаты визуального осмотра ТВС как конструкции в целом, так и отдельных элементов представлены на рис. 2. Такая информация, получаемая уже на первом этапе исследований, во многом дает представление о состоянии сборок и материалов на различных этапах обращения с



Рис. 1. Внешний вид манипуляторов

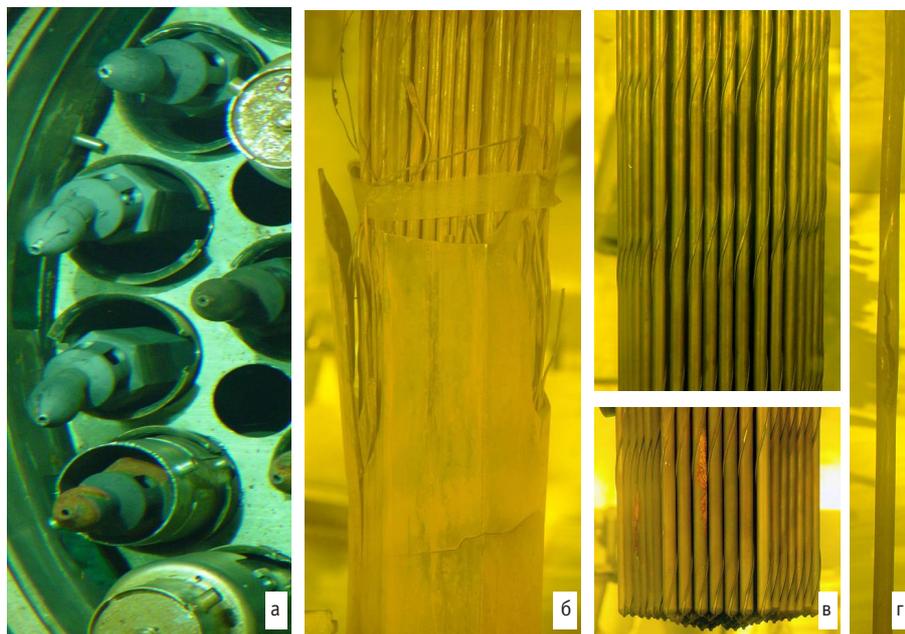


Рис. 2. Внешний вид дефектных ОТВС (а), ЭТВС с чехлом из стали ЭИ-448 х.д. (б), пучка твэлов одной из реперных ТВС (в), дефектного твэла одной из штатных ТВС (г)



Рис. 3. Внешний вид ТОМ (а), узла захвата и вращения (б), измерительного узла (в)

ними вплоть до отправки на утилизацию.

На рис. 2 иллюстрируются возможности визуального контроля: на рис. 2а представлен вид хранившихся в бассейне выдержки головок реакторных сборок, претерпевших в разной степени деформацию при транспортно-технологических операциях с ними; на рис. 2б после длительного хранения в бассейне выдержки приведено изображение чехловой трубы, изготовленной из экспериментальной стали ЭИ-448 х.д., на участке ее разрушения, которое произошло в процессе извлечения ОТВС из реактора. Как показали последующие материаловедческие исследования, причины разрушения состояли в охрупчивании материала чехла при значительном его распухании из-за неоднородности структуры материала по граням чехла и образования  $\sigma$ -фазы. Дефектным ОТВС заменили головки, разру-

шенную ОТВС разобрали потвэльно и отправили на завод регенерации топлива. На рис. 2в представлен типичный вид пучка твэлов одной из штатных ТВС, отработавших без замечаний в активной зоне второй модернизации. На рис. 2г представлен вид дефектного твэла одной из штатных ТВС.

**Профилметрия.** На замену стенда профилметрии полномасштабных твэлов, подробно описанного в работе [2], Белоярской АЭС совместно с НПФ «Сосны» (НИИАР) разработан и изготовлен стенд неразрушающего контроля, включающий в себя каналы профилметрии,

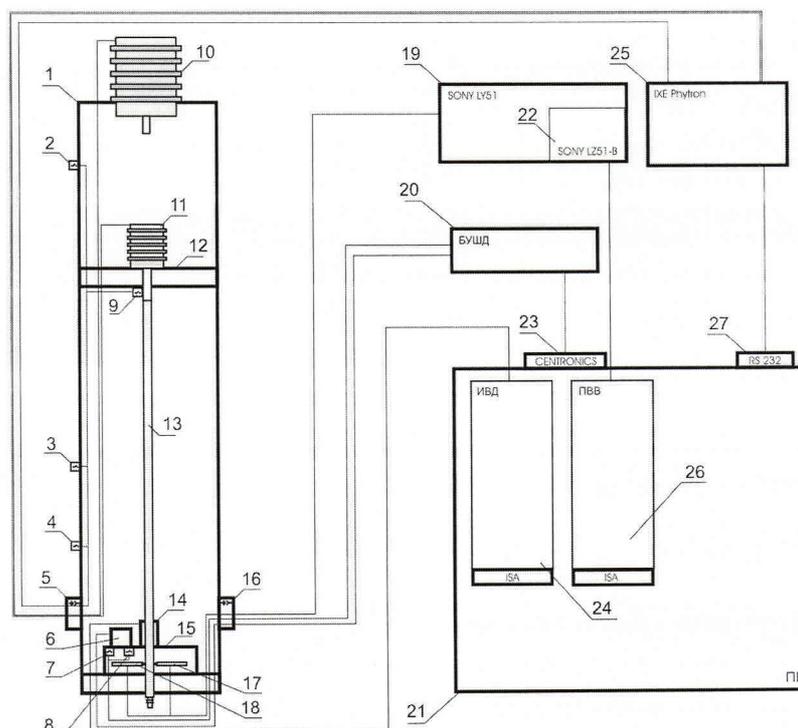


Рис. 4. Структурная схема стенда неразрушающего контроля со взаимосвязью каналов профилометрии и импульсной вихретоковой дефектоскопии: 1 – ТОМ; 2, 4 – концевые выключатели аварийные (КВА) в крайних положениях перемещения твэла по длине; 3 – КВ механической точки нуля (МТН) при перемещении твэла по длине; 5 – соединительный разъем для силовых кабелей ШД ТОМ и конечных выключателей (2, 3, 4); 6 – ШД канала профилометрии; 7, 8 – КПП профилометрических датчиков; 9 – КПП при вращении твэла; 10 – ШД перемещения твэла по длине; 11 – ШД вращения твэла; 12 – траверса; 13 – исследуемый образец (твэл); 14 – вихретоковый датчик; 15 – съемный модуль профилометрии; 16 – соединительный разъем для сигнальных кабелей и конечных переключателей каналов профилометрии и дефектоскопии; 17, 18 – профилометрические датчики; 19 – вторичный прибор LY-51 канала профилометрии; 20 – блок управления (БУ) ШД перемещения измерительных датчиков канала профилометрии; 21 – персональный компьютер (ПК); 22 – интерфейс связи LZ51-B канала профилометрии с ПК; 23 – интерфейс связи CENTRONICS ПК с БУШД; 24 – импульсный вихретоковый дефектоскоп (ИВД) канала дефектоскопии; 25 – контроллер IXE $\alpha$ -C-T системы управления шаговыми двигателями ТОМ; 26 – интерфейс связи «Плата Ввода-Вывода» ПК с вторичным прибором LY-51; 27 – интерфейс связи RS 232 ПК с контроллером СУ ТОМ IXE $\alpha$ -C-T

вихретоковой дефектоскопии и гамма-сканирования облученных твэлов. Стенд создан на базе шарико-винтовой пары, привод винта которой осуществляется шаговым двигателем (ШД) большой мощности. Для вращения твэла используется шаговый двигатель меньшей мощности. Внешний вид стенда представлен на рис. 3. Его структурная схема приведена на рис. 4.

Транспортно-операционный модуль (ТОМ) предназначен для сканирования полномасштабного облученного твэла с исходной длиной 2420 мм в осевом z-направлении и при вращении твэла в (x-y)-плоскости относительно измерительных датчиков. Система управления ТОМ обеспечивает непрерывное со скоростью от 0,5 до 3 м/мин и дискретное с заданным шагом перемещение твэла по длине; минимальный шаг перемещения по длине – 0,015 мм на один шаг двигателя; непрерывное со скоростью от 0,5 до 3 град/мин и дискретное с заданным шагом вращение твэла; минимальный шаг вращения твэла 0,9° на один шаг двигателя; задание координат зон «интереса» при сканировании по длине и азимуту; автоматический откат от заданных начальных точек на заданное расстояние; полный останов двигателей при срабатывании аварийных конечных выключателей.

Канал контактной профилометрии по образующей цилиндрической поверхности с помощью датчиков малых линейных перемещений состоит из съемного измерительного модуля, вторичного преобразователя (аналого-цифровой вторичный прибор фирмы «Сопу») и персонального компьютера. Связь ПК со вторичным прибором осуществляется по интерфейсу связи ввода-вывода (ПВВ), встроенным в ПК.

Измерительный модуль включает в себя два взаимно перпендикулярные измерительные устройства, каждое из которых содержит по два первичных индуктивных датчика-преобразователя линейных перемещений типа «магнитная линейка» фирмы «Сопу». Конструкция каждого из измерительных устройств представляет собой измерительную скобу с плоскопараллельным перемещением щупов в плоскости, перпендикулярной оси стержневого изделия. Первичные преобразователи закреплены на подвижных щупах измерительных скоб и своими плунжерами отслеживают изменение расстояния между щупами, равное изменению диаметра образца. Перемещение щупов измерительных скоб обеспечивает измерение исследуемых изделий в диапазоне от 0 до 20 мм. Погрешность измерений, связанная с юстировкой несоосности щупов, не превышает  $\pm 2$  мкм на каждую скобу. Первичные датчики DG-810B имеют рабочий ход плунжера до 10 мм и разрешающую способность (чувствительность) 0,5 мкм.

Перемещение плунжеров первичных датчиков каждой скобы преобразуется вторичным прибором LY-51 в микрометры и через встроенную плату ввода-вывода выдает результаты измерений в коде BCD (приборная погрешность с подключенным датчиком не превышает значения  $\pm 1$  мкм). Встроенная плата BCD выдает последовательно информацию по трем каналам прибора: показания первого, второго датчика и сумму или разность показаний датчиков. Данные по каждому датчику и их суммам (разницам) передаются по ПВВ, хранятся и обрабатываются в ПК.

Канал профилометрии твэлов имеет следующие характеристики. Диапазон измеряемых диаметров составляет от 0 до 20 мм. Режим z-перемещения изделия – непрерывный с возможностью измерения диаметра в точках с шагом, кратным значению 2,5 мкм. Погрешность осевого позиционирования не хуже  $\pm 50$  мкм, дистанционный выбор ориентации сканирования с шагом  $0,5^\circ$ \* во всем диапазоне от 0 до  $360^\circ$ . Погрешность однократного измерения текущего значения диаметра при доверительной вероятности 0,95 равна 13,0 мкм.

В настоящее время заканчивается изготовление второго съемного измерительного модуля для профилометрии поглощающих элементов с диаметром от 32 мм, аналогичного описанному выше.

**Вихретоковая дефектоскопия.** Одним из экспрессных методов неразрушающего контроля дефектов оболочек твэлов служит импульсная вихретоковая дефектоскопия облученных твэлов. В «горячей» камере БН-600 для этих целей использовался импульсный вихретоковый дефектоскоп ИВД-Ц [2]. В настоящее время применяется модификация импульсного вихретокового дефектоскопа PECD-2 в виде платы для IBM PC-совместимых компьютеров разработки НПФ «Сосны» (НИИ-АР) в составе канала вихретоковой дефектоскопии, упомянутого выше. Дефектоскоп предназначен для проведения импульсного вихретокового контроля отработавших твэлов БН-600 с целью поиска дефектов оболочек (трещин, коррозионных зон, магнитных включений и т.п.), определения их количества и относительной величины. Может применяться и для контроля состояния топливных сердечников (аксиальный массоперенос, зоны контакта топлива с оболочкой).

Используется принцип формирования сигналов на основе проходного трансформаторного дифференциального вихретокового преобразователя (ВТП), через который протягивается исследуемый твэл. Катушка возбуждения индуцирует импульсные вихревые токи в материале оболочки твэла. Приемные катушки включа-

ются встречно по дифференциальной схеме.

Плата PECD-2 выдает аналоговый импульсный сигнал на генераторную (возбуждающую) катушку вихретокового преобразователя (ВТП), принимает сигнал с измерительных дифференциально включенных катушек ВТП и преобразует его в цифровую 12-разрядную форму.

Основными функциональными узлами платы PECD-2 являются контроллер управления, опорный генератор (генератор возбуждающих импульсов), программируемый канал усиления аналогового сигнала (предусилитель), устройство выборки-хранения (УВХ), 12-разрядный аналого-цифровой преобразователь.

В результате взаимодействия электромагнитных полей в обмотках ВТП и полей вихревых токов в твэле на встречноключенных приемных обмотках ВТП формируется сигнал отклика в виде импульса напряжения. В данном сигнале заключена информация о характерных особенностях состояния оболочки в участке, находящемся в данный момент под обмотками ВТП. Образование дефекта под одной из приемных обмоток вызывает разбаланс напряжений и, соответственно, изменение формы и амплитуды сигнала отклика, который оцифровывается с помощью последовательного стробирования. В режиме полного стробирования оцифровка происходит каждые 33 нс (255 стробов на один импульс) с минимальным шагом сканирования по длине твэла, равным 0,5 мм. Таким образом, в цифровом виде создается и хранится массив данных откликов на дефекты исследуемого твэла на основании анализа полученных результатов в сравнении с библиотекой эталонных дефектов оцениваются размеры и идентифицируются типы повреждения оболочки твэла и координаты дефектов.

Библиотека эталонных дефектов формируется на основе дефектограмм оболочек с заданными дефектами, сопоставлении аномального поведения сигнала ВТО на реальных твэлах с результатами последующих первичных и материаловедческих исследований. Первоначально для определения каналов отстройки от различных дефектов на всех каналах, реализованных в дефектоскопах, получают диаграммы распределения сигнала ВТО, измеренные при протяжке образца-имитатора с известными типами дефектов. При стробировании сигнала используется максимальное количество каналов  $k=256$ .

В качестве имитаторов дефектов оболочки используются отрезки оболочечных труб 6,9x0,4 мм с заданными дефектами: внутренними магнитными вставками различной длины; сквозными отверстиями различного диаметра (минимальный размер 0,3 мм); наружными и внутренними поперечными и продольными рисками.

Анализируя амплитуду сигнала отклика, измеряемую в  $k$  временных точках, реакция в которых различна в зависимости от вида дефекта, перебирая точки и зная расположение и характер дефектов на эталонных образцах (имитаторах дефектов), выявляют номера каналов настройки с максимальным и минимальным откликами на данный тип дефекта. В дальнейшем при исследовании облученных твэлов полученные образы используются для расшифровки диаграмм распределения амплитуды вихретокового отклика по длине твэлов.

Дефектограммы, полученные при сканировании имитаторов дефектов оболочки, представлены на рис. 5, 6. Имитаторы изготовлены из аустенитной стали ЧС-68 х.д. и из ферритно-мартенситной стали ЭП-823. В качестве магнитных вставок использованы отрезки оболочки из стали ЭП-823 длиной 5 мм.

Из рис. 5 видно, что отстройка от магнитной фазы практически полностью осуществляется на 79–80 стробах. Сигналы отклика от магнитной вставки значительно превышает сигналы от механических дефектов. Сигналы от механических дефектов отстраиваются примерно на 56 стробе. На последующих и предыдущих

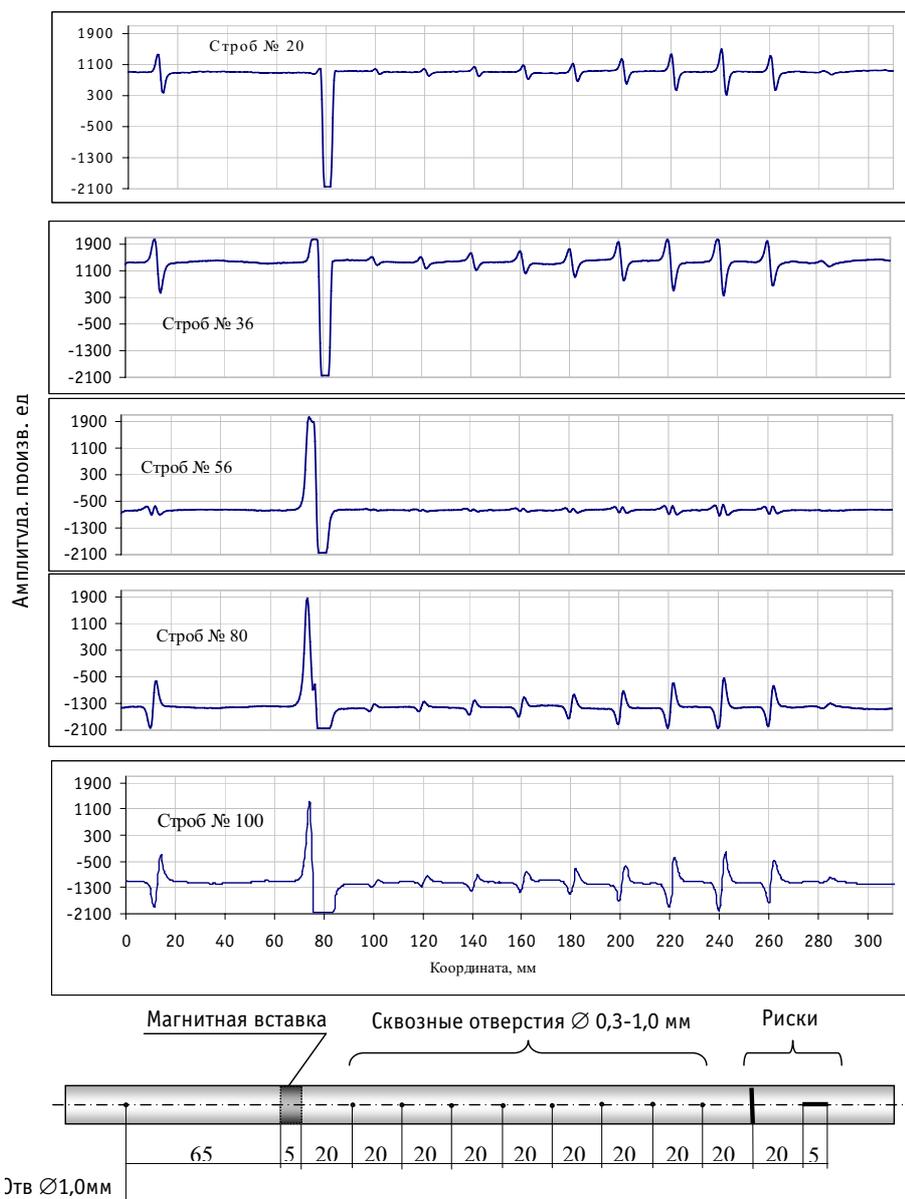


Рис. 5. Дефектограммы имитатора оболочки, изготовленной из стали 4С-68 х.д.

стробах сигнал растет с разной полярностью. Сигналы откликов от наружной риски и сквозного отверстия слабо различимы между собой по величине на различных стробах. Каналы отстройки от них отличаются на 2–3 номера (отстройка от риски начинается на 54 стробе, а от отверстия – на 56). Для массового оперативного контроля твэлов с аустенитными оболочками, как наиболее показательные, выбираются стробы с номерами, близкими к следующим: строб № 20 – максимальный сигнал отклика от магнитной фазы, сигналы от механических дефектов достаточно хорошо выявляются; строб № 36 – максимальный сигнал отклика от механических дефектов; строб № 56 – отстройка сигналов откликов от механических дефектов; строб № 80 – минимальный сигнал отклика от магнитной фазы – начало смены полярности сигнала; строб № 100 – максимальный сигнал отклика от

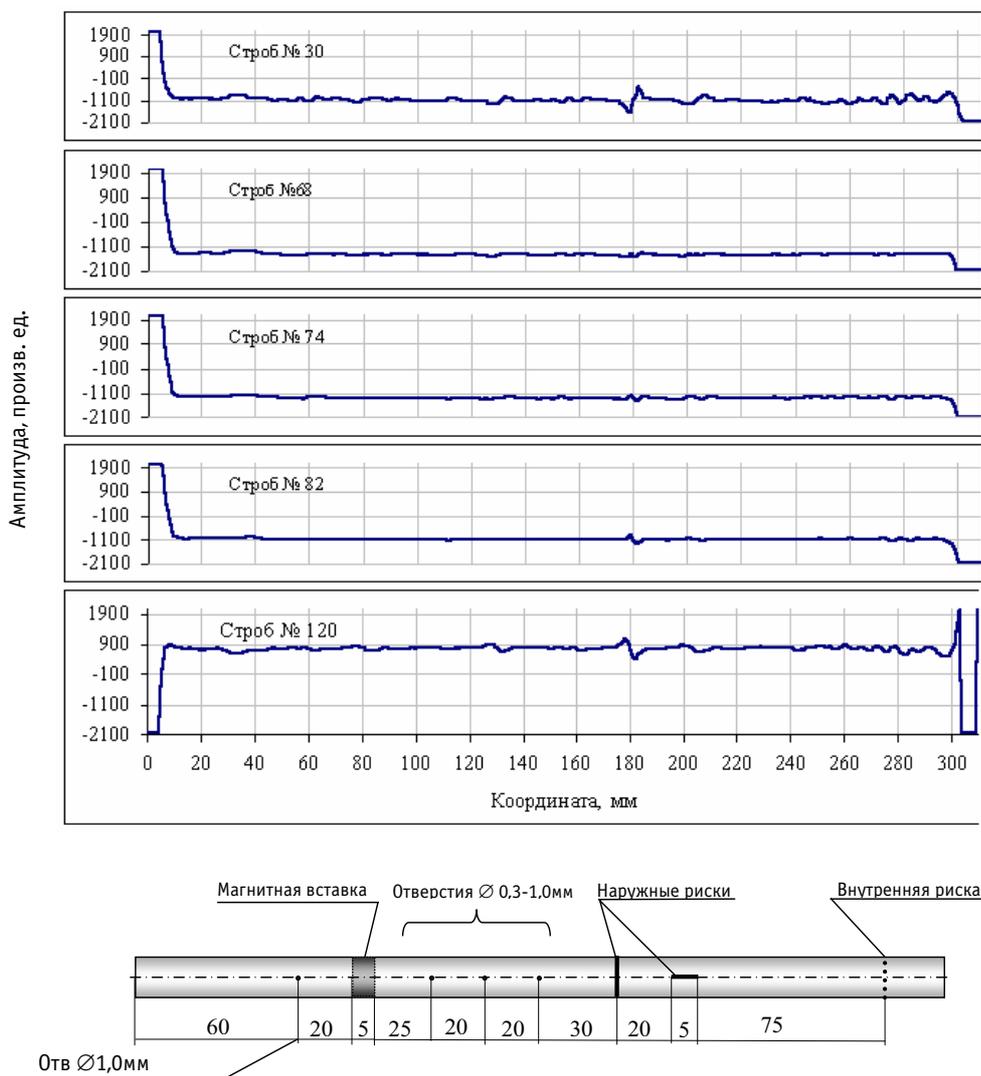


Рис. 6. Дефектограммы имитатора, изготовленного из магнитной стали ЭП-823

всех типов дефектов с условной положительной полярностью.

Вследствие ферромагнитного состояния материала оболочки дефекты имитатора, изготовленного из стали ЭП-823, слабо выявляются на магнитном фоне (рис. 6). Магнитная вставка практически незаметна. Однако четко отслеживаются местоположения поперечной кольцевой риски и отверстия диаметром 0,5 мм. Отверстия меньшего диаметра не видны. На строках 28–32 проявляются все определяемые дефекты. Отстройка на строках от кольцевой наружной и внутренней риски происходит на строках 65–67. Для стробов 70–74 наблюдается минимальный отклик от продольной риски. На строке 79 можно различить минимум отклика от магнитной вставки (фактически утолщение стенки, в силу идентичности материалов вставки и оболочки). При этом смена полярности сигналов откликов от дефектов происходит при стробировании с номерами выше 120-го.

Возможности вихретоковой дефектоскопии отработавших твэлов БН-600 по контролю состояния оболочек и топлива подробно описаны в [2]. Здесь представлены новые результаты, полученные на модернизированном дефектоскопе.

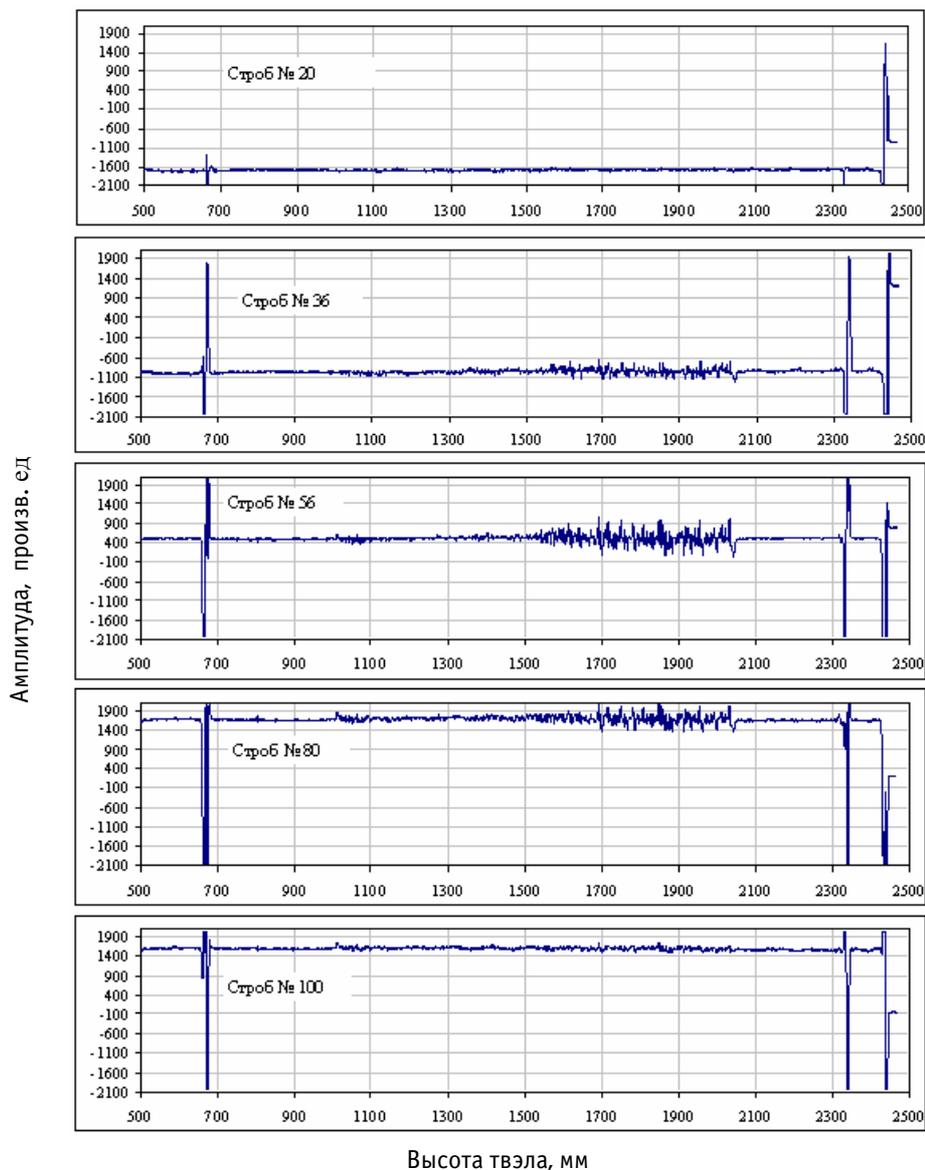


Рис. 7. Дефектограммы одного из твэлов с оболочкой из стали ЧС-68 х.д.

Типичные дефектограммы твэла с аустенитной оболочкой, для которого не обнаружено отклонений от нормального состояния, приведены на рис. 7. На них четко выявляются разделительный стаканчик между газовой полостью и нижним экраном, фиксатор верхнего экрана и верхней заглушки. Нижняя заглушка находится в мертвой зоне дефектоскопа (в захвате твэла). Выявляются и границы активной зоны с торцевыми экранами. Неравномерность сигнала отклика на участке активной зоны наиболее ярко выражена на стробах 54–58. Такое поведение обусловлено совместным влиянием распухания оболочки и топлива, коррозионным взаимодействием материала оболочки с продуктами деления топлива. Не исключен вклад и от магнитных включений, образование которых возможно в материале оболочек под облучением в результате эволюции структурного состояния.

Расшифровка дефектограмм твэлов с оболочками из ферритно-мартенситных сталей более затруднительна. На дефектограммах на высоком магнитном фоне

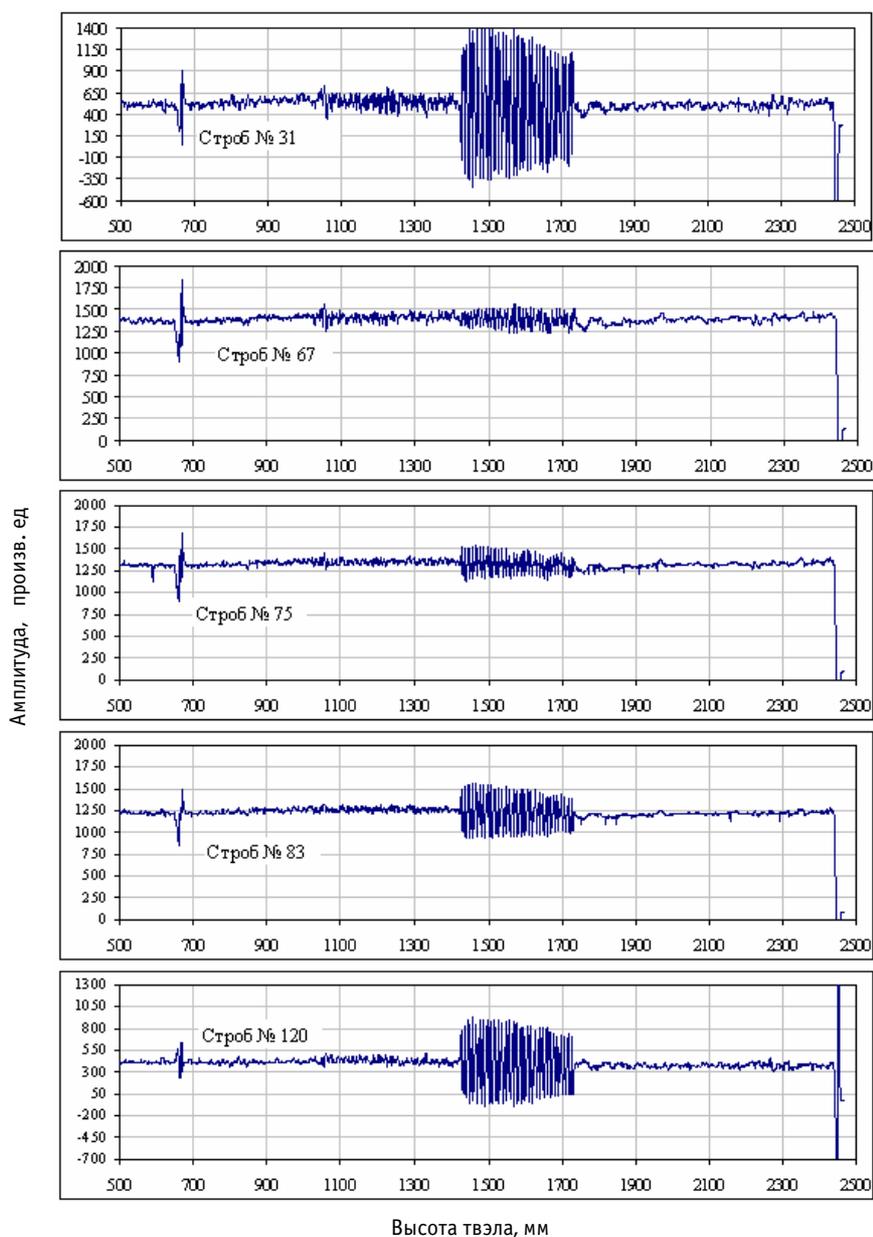


Рис. 8. Дефектограмма одного из твэлов с оболочкой из стали ЭП-450

отчетливо видны разделительный стаканчик и верхняя заглушка (рис. 8). Для некоторых угловых твэлов одной из ЭТВС с периферийным рядом твэлов из магнитной стали ЭП-450 наблюдалась мощная неравномерность распределения сигнала ВТО на нижнем участке активной зоны (рис. 8). Анализ этого участка в большом масштабе показал отчетливый период гармоничного распределения сигнала отклика, соответствующий высоте топливной втулки. Наблюдаемый эффект обусловлен жестким контактом топлива с нераспухающей оболочкой, наличие которого показано позднее материаловедческими методами.

Метод импульсной вихретоковой дефектоскопии в применении к контролю состояния облученных твэлов имеет несомненное преимущество перед остальными неразрушающими методами в силу своей чувствительности и информативности

ти. Он незаменим при массовом поиске дефектов оболочки, магнитных фазовых выделений, разрывов топливных сердечников, массопереноса топлива и локальных мест его плавления. При этом в силу качественного характера этого метода и некоторой субъективности при интерпретации данных требуется грамотное сопоставление с результатами других методов исследований. Отдельной задачей применения этого метода неразрушающего контроля состояния облученных твэлов является создание библиотеки виртуальных образов дефектов оболочек и топливных сердечников, подтвержденных материаловедческими исследованиями.

**Измерение электрического сопротивления оболочек твэлов.** Для электропотенциалометрии твэлов в настоящее время используется последняя модификация измерительной установки разработки ИРМ, созданная при техническом и финансовом содействии Белоярской АЭС. Идентичная установка «Поиск-3А» используется в «горячем» корпусе ИРМ. В основу положен электропотенциальный метод по ГОСТ 18353-79 [4], который основан на прямом пропускании тока через контролируемый участок, измерении разности потенциала на определяемом участке и регистрации искажения электромагнитного поля, обусловленного обтеканием дефекта током. В основном, разность потенциалов зависит от трех факторов: удельной электрической проводимости, геометрических размеров и наличия несплошностей в материале (поверхностных трещин, инородных включений и т.д.). В процессе работы установки определяется электросопротивление контролируемых участков по длине твэла, производится регистрация и обработка полученных данных.

Электросопротивление определяется методом вольтметра-амперметра: через твэл пропускается электрический ток и измеряются разности потенциалов на эталонном сопротивлении и на сопротивлении контролируемого участка оболочки, включенных последовательно с источником тока. Сопротивление контролируемого участка вычисляется согласно закону Ома для участка цепи. Наличие дефекта изменяет проводящее сечение трубы, в промежутке между измерительными (потенциальными) электродами он приводит к изменению величины электросопротивления. Структурная схема установки представлена на рис. 9.

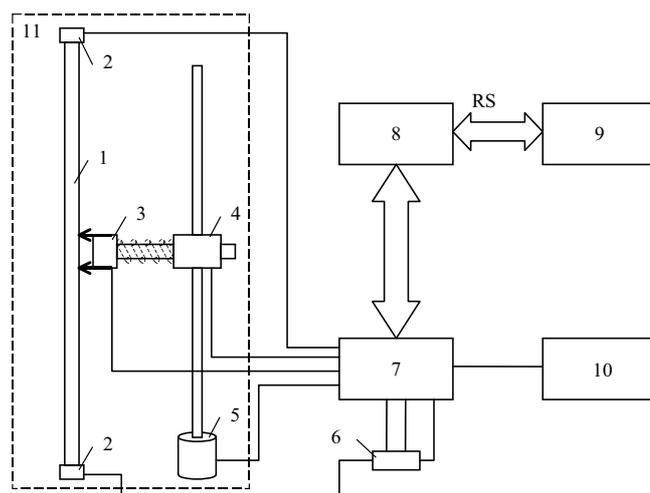


Рис. 9. Структурная схема установки «Поиск-3А»: 1 – твэл; 2 – узел крепления трубы, токовые зажимы; 3 – измерительный датчик; 4 – узел поджима датчика, электромагнит; 5 – электродвигатель; 6 – катушка эталонного сопротивления безреактивная  $R_{310}$ ,  $R_3 = 0,001 \text{ Ом}$ ; 7 – коммутатор; 8 – блок модулей ADAM; 9 – IBM PC совместимый персональный компьютер; 10 – источник питания; 11 – измерительное устройство

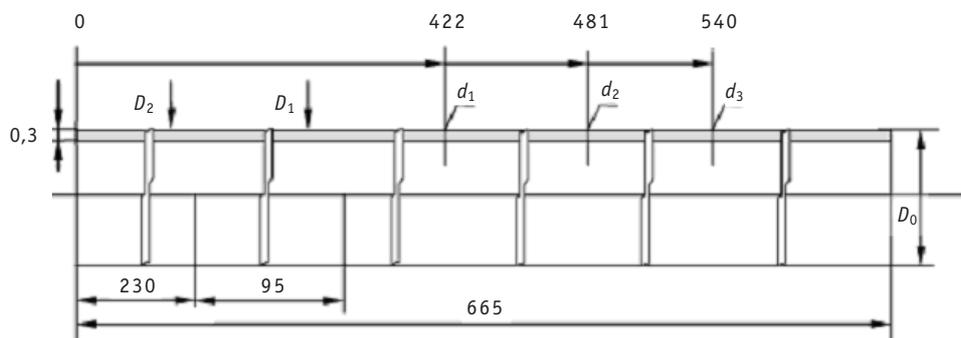


Рис. 10. Эскиз стандартного образца:  $D_0$  – исходный участок ( $6,90 \pm 0,01$  мм);  $D_1$  – утоненный участок 1 ( $6,89 \pm 0,01$  мм);  $D_2$  – утоненный участок 2 ( $6,87 \pm 0,02$  мм);  $d_1$  – сквозное отверстие 1 ( $0,59 \pm 0,01$  мм);  $d_2$  – сквозное отверстие 2 ( $0,85 \pm 0,02$  мм);  $d_3$  – сквозное отверстие 3 ( $1,00 \pm 0,01$  мм)

Установка работает в автоматическом режиме – под управлением программного комплекса, созданного на основе стандартного пакета GeniDAQ фирмы Advantech. Для периодического тестирования функционирования установки используется стандартный образец предприятия (СОП), изготовленный в ИРМ из трубы с диаметром  $6,9 \times 0,3$  мм и длиной 665 мм из стали типа X16H15. СОП содержит искусственные дефекты в виде двух участков утонений, выполненных электролитическим способом, и трех сквозных отверстий различных диаметров (рис. 10). В качестве средства измерений геометрических размеров СОП применялся оптический микроскоп ИМЦ-100 $\times$ 50 с погрешность измерения  $\pm 3$  мкм. Контрольный график изменения электросопротивления по длине СОП, полученный с помощью измерительного датчика с расстоянием между контактами  $9,54 \pm 0,01$  мм, представлен на рис. 11. При измерениях электросопротивления на дефектах СОП используются положения измерительного датчика, расположенные непосредственно над сквозными отверстиями. Кроме датчика с базой  $9,54 \pm 0,01$  мм для более грубых измерений используется датчик с большей базой  $20,10 \pm 0,01$  мм. Типичная зависимость изменения электрического сопротивления по длине оболочки герметичного твэла, для которого не обнаружено существенных дефектов оболочки, представлена на рис. 12.

**Гамма-спектрометрия.** Установка для высокоактивных гамма-спектрометрических измерений (рис. 13) состоит из устройства для перемещения элемента – излучателя, коллимационной системы; счетного спектрометрического тракта. Исследуемый элемент на расстоянии 200 мм вертикально располагается перед входным окном коллиматора-ограничителя, представляющего собой отверстие диаметром 23 мм, просверленное в стене «горячей» камеры толщиной 1100 мм, на выходе которого размещен дополнительный регулируемый коллиматор. Регулируемый

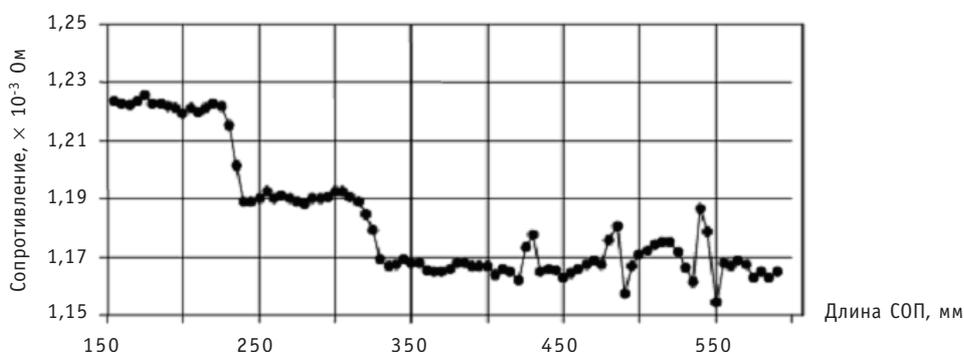


Рис. 11. Изменение электросопротивления в зависимости от длины СОП

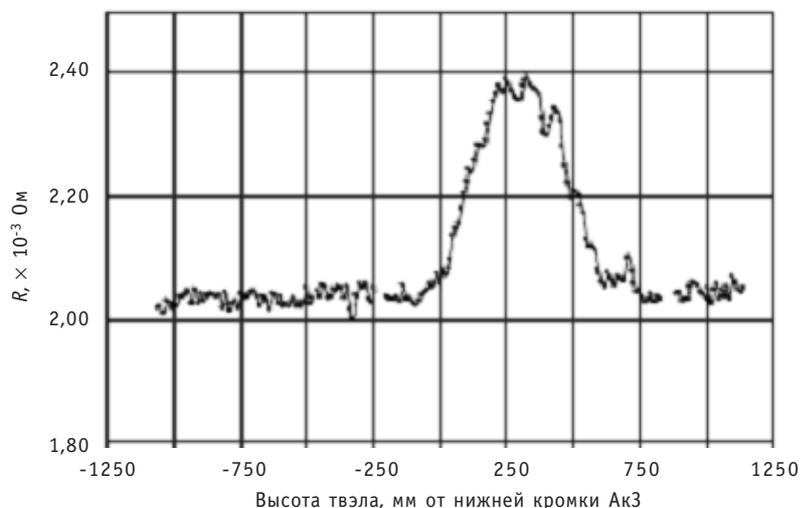


Рис. 12. Типичное изменение электросопротивления оболочки твэла в зависимости от высоты активной зоны

коллиматор состоит из двух стальных пластин (длина вдоль пучка 305 мм, ширина – 50 мм, высота – 30 мм), установленных одна над другой с регулируемой высотой щели, которая определяется оптимальной загрузкой аппаратуры при максимальной разрешающей способности. При измерении малых активностей дополнительный коллиматор дистанционно удаляется с пучка гамма-излучения.

Расстояние от выхода пучка из дополнительного коллиматора составляет 2400 мм. Общее расстояние от исследуемого элемента до детектора – 4005 мм. Такое расстояние выбрано в целях уменьшения «паразитного» фона. При исследовании элементы перемещаются перед входным окном коллиматора-ограничителя крапом «горячей» камеры с постоянной скоростью 0,25 м/мин либо с помощью ТОМ в непрерывном или дискретном режиме

В настоящее время измерения проводятся на спектрометре, скомплектованном на базе ПК, и цифрового анализатора DSA-2000. Используется коаксиальный детектор GC1518-7600SL с особо чистым германием, который имеет по паспорту характеристики: разрешение 0,75 кэВ по  $E=122$  кэВ (Co-57); разрешение 1,62 кэВ по  $E=1333$  кэВ (Co-60); абсолютная эффективность – 17,5.

В полностью интегрированном многоканальном анализаторе DSA-2000 объединены все системы для высококачественного набора спектров: цифровой сиг-

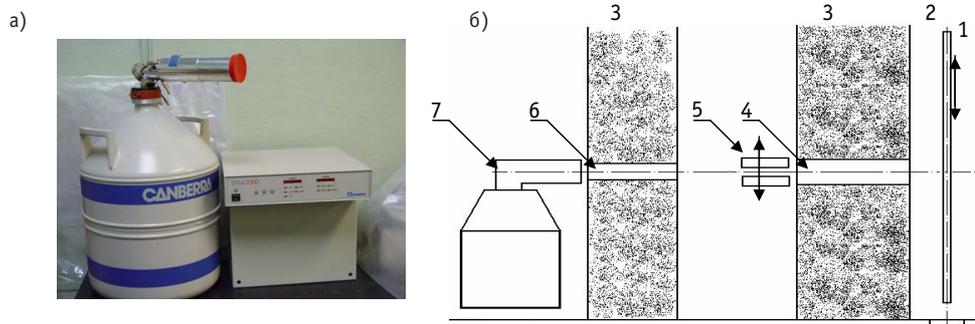


Рис. 13. Внешний вид гамма-спектрометра DSA2000 (а) и схема установки гамма-сканирования элементов реакторных сборок (б): 1 – механизм вертикального перемещения; 2 – излучающий элемент; 3 – защитные бетонные стены; 4, 6 – коллиматоры-ограничители; 5 – регулируемый коллиматор; 7 – детектор

нальный процессор, источник высокого напряжения, цифровой стабилизатор, память многоканального анализатора амплитуды. Для задач, связанных с изучением зависимости интенсивности излучения от времени или от координаты сканирования, в DSA-2000 предусмотрен режим многоканального счета. В этом режиме дополнительно используется шестивходовый многоканальный анализатор Multiport II в стандарте NIM. Управление работой цифрового анализатора DSA-2000 производится с помощью программы «Genie 2000» и ее модификаций, которые содержат полный набор программных средств для набора и обработки спектров.

При измерениях основной вклад в формирование фонового спектра гамма-излучения вносят такие р/а нуклиды как Mn-54, Co-60, Cs-137 – продукты активации компонентов конструкционных материалов и деления топлива. Фоновое излучение при проведении измерений определяется, в основном, наличием в защитной камере топливных и других элементов реакторных сборок, отходов от их разделки, которые не представлялось возможным удалить из камеры.

Подробно методики гамма-спектрометрического контроля приведены в [2]. Кратко напомним их возможности.

Стандартная процедура проверки на герметичность твэлов заключается в анализе результатов измерений относительной активности криптона-85 в газовой полости всех твэлов сборки. Твэлы с отсутствием криптона-85 в ГП или с пониженной его активностью по отношению к усредненной по сборке относятся к подозреваемым на негерметичность. По содержанию изотопа цезия-134 в газовой полости можно судить о содержании в ней ксенона-133, который к моменту проведения измерений распадается. Методика расчета относительного выхода ксенона из топлива представлена в работе [2], основные результаты расчетов газовой выделенности для штатного топлива (диоксид урана) и для смешанного уран-плутониевого оксидного топлива приведены в [3].

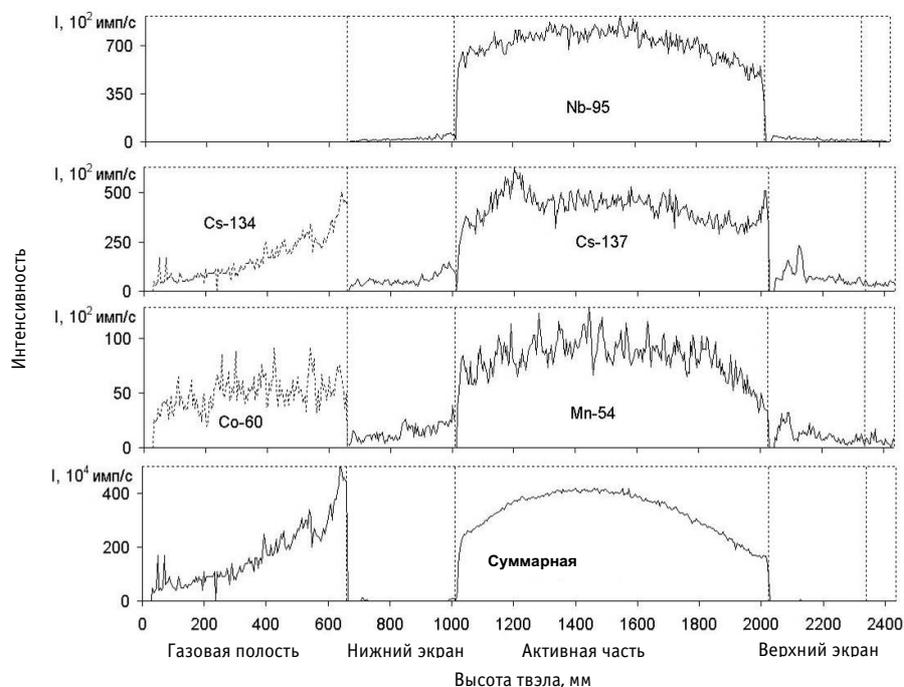


Рис. 14. Типичное распределение интенсивности гамма-излучения по высоте штатного твэла активной зоны БН-600

Форма распределения активности р/а нуклидов по длине твэлов представлена на рис. 14. Она обусловлена профилем нейтронного поля; состоянием топливного сердечника; составом облученных и делящихся материалов; условиями облучения, определяющими распределение летучих продуктов деления. На основе анализа вкладов различных нуклидов в интегральную интенсивность гамма-излучения делаются обоснованные выводы о состоянии топливных сердечников. По локальным минимумам аксиальных распределений активности циркония-95, ниобия-95, рутения-106 выявляются координаты несплошностей топливных сердечников. Присутствие в распределениях пиков активности рутения-106 может свидетельствовать о степени массопереноса топлива и/или о локальном плавлении топливной композиции.

Исследование высотных распределений легкомигрирующих коррозионно-активных продуктов деления цезия-137, цезия-134 позволяет определять местоположение возможных зон коррозионного взаимодействия по координатам пиков их активности. Однако необходимо помнить, что в твэлах с таблеточным топливом из диоксида урана или с таблеточным МОКС-топливом из-за их расхолаживания пики активности нуклида цезия-137 наблюдаются, как правило, на границе активной зоны с экранами; встречаются пики и в разных частях активной части. В целом активность цезия возрастает к нижнему концу АкЗ и к нижней части газовой полости. В твэлах с несплошностями топливного столба в местах разрывов наблюдается скопление цезия-137, цезия-134.

По куполообразному распределению активности слабомигрирующих продуктов деления (Nb-95, Zr-95) по длине активной зоны твэлов с помощью эталонных образцов с погрешностью  $\pm 1$  мм определяется длина топливных сердечников.

Коэффициенты неравномерности энерговыделения ( $K_z$ ) и флюенса ( $K_z^{\text{фл}}$ ) по высоте  $i$ -го твэла оцениваются по аксиальным распределениям интенсивности гамма-излучения р/а нуклидов циркония-95 (или рутения-106) и марганца-54 с поправкой на распад. Радиальные коэффициенты неравномерности энерговыделения и флюенса по ячейке активной зоне, в которой находилась во время эксплуатации исследуемая ОТВС, наиболее корректно рассчитываются с учетом всех 127-ми определенных коэффициентов  $K_z^j$  как отношение максимального к среднему. Экспериментальные коэффициенты неравномерности энерговыделения и флюенса сопоставляются расчетным параметрам, закладываемым в расчетные коды программ определения условий облучения реакторных сборок. Результаты анализа, проведенного по данным, полученным для ряда ТВС, прошедших контроль работоспособности, представлены в табл. 2. Максимальная неопределенность основных параметров эксплуатации с учетом экспериментальных погрешностей и неопределенности в выборе расчетных методик составляет  $\sim 2\%$ .

**Измерения параметров внутритвэльного газа.** Измеряемые параметры давления газа и свободного объема в отработавших твэлах необходимы для прогнозирования степени газовой выделенности из топлива с ростом выгорания, оценки напряжений, возникающих в оболочке при эксплуатации твэлов под действием давления внутритвэльного газа. По результатам определения параметров газа делается окончательное заключение о герметичности твэлов.

Для этого до настоящего времени используется установка прокола оболочек твэлов простой конструкции, описанной в работе [2], в которой приведена и методика расчета параметров внутритвэльного газа. Основные результаты многолетнего контроля количества газа под оболочкой в зависимости от выгорания топлива в твэлах представлены в [3]. Элементарные оценки величин напряжений оболочки за счет давления в газовой полости, проведенные в модели тонкостенной

Таблица 2

**Результаты верификации расчетных кодов**

Заводские номера ТВС	Экспериментальные параметры		Расчетные по «УРАН»		Расчетные по «ГЕФЕСТ»		Суммарная погрешность, %	
	$K_z$	$K_r$	$K_z$	$K_r$	$K_z$	$K_r$	$K_z$	$K_r$
20 26 2646 94	1,25±0,02	1,024±0,008	1,23	1,056	1,23	1,069	1,3	1,4
18 17 3220 95	1,28±0,01	1,05±0,01	1,26	1,014	1,26	1,01	0,6	1,0
18 17 3295 96	1,21±0,01	1,03±0,01	1,26	1,08	1,22	1,06	3,2	2,1
26 17 3163 96	1,20±0,03	1,06±0,03	1,26	1,01	1,24	1,03	2,5	3,4
18 17 3021 95	1,12±0,003	1,009±0,008	1,26	1,007	1,26	1,003	0,2	0,9
18 17 3367 96	1,12±0,003	1,033±0,008	1,26	1,007	1,23	1,005	2,4	0,8
19 21 3454 97	1,20±0,02	1,03±0,02	1,27	1,04	1,27	1,03	1,3	2,1
Средние значения							1,6	1,7
Стандартные отклонения							1,1	0,9
Стандартные ошибки							0,4	0,4

трубки с заглушенными концами [5] с помощью аппроксимации по закону Шарля, показывают, что для достигнутых максимальных параметров эксплуатации твэлов в стационарных условиях, характерных для активной зоны БН-600 последней модернизации, максимальные напряжения оболочки твэлов не превышают ~50–110 МПа при температурах ~ 700–1700°C.

**ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ**

Планируемые работы по дальнейшей модернизации оборудования «горячей» камеры БН-600 непосредственно связаны с целями, которые определены для Белоярской АЭС на современном этапе развития.

1. Продление срока эксплуатации энергоблока №3 и связанное с этим повышение ресурсных характеристик реакторных сборок для обеспечения безопасности и экономической эффективности работы реактора БН-600.

2. Обеспечение первой загрузки активной зоны реактора БН-800, которая во многом зависит от доработки конструкционных материалов, топлива и поглотителя реакторных сборок, способных обеспечить приемлемые параметры эксплуатации нового энергоблока №4.

3. Создание и оснащение оборудованием защитной камеры строящегося энергоблока №4 с реактором БН-800.

В связи с этими целями целесообразно выделить задачи развития методов контроля работоспособности реакторных сборок и модернизации оборудования «горячей» камеры БН-600:

- расширение объема и повышение надежности контроля работоспособности ТВС и РО СУЗ после эксплуатации в реакторе БН-600, проводимого в «горячей» камере БН-600 по программам НИОКР по повышению выгорания топлива в реакторе БН-600 и в обеспечение первой загрузки активной зоны реактора БН-800;

- создание прототипов технологического оборудования и оборудования для проведения послеексплуатационного контроля работоспособности реакторных сборок в защитной камере энергоблока №4 Белоярской АЭС с реактором БН-800;

- подготовка кадров для эксплуатации защитной камеры БН-800.

В соответствии с задачами намечены основные направления работ.

1. Замена изношенных деталей и узлов оборудования для разделки реакторных сборок (физически устаревшего оборудования) с целью продления ресурса работоспособности оборудования горячей камеры БН-600.

2. Создание оборудования для разделки реакторных сборок, комплектации твэлов и утилизации ВТРО с целью его использования в горячей камере БН-600 при проведении работ, необходимых для обоснования работоспособности реакторных сборок БН-800 и при выводе из эксплуатации реактора БН-600.

3. Модернизация исследовательского оборудования с целью проведения послеексплуатационного контроля работоспособности реакторных сборок в обоснование работоспособности активных зон реакторов БН-600 и БН-800.

### **Литература**

1. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. НП-08-07. – С.36.
2. Козманов Е.А., Огородов А.Н., Чуев В.В. Методическое обеспечение первичных послереакторных исследований элементов активной зоны реактора БН-600/ Исследование конструкционных материалов элементов активной зоны быстрых натриевых реакторов: Сб. науч. трудов. – Екатеринбург: УрО РАН, 1994. – С.3-47.
3. Чуев В.В., Росляков В.Ф., Мальцев В.В. Особенности поведения конструкционных материалов в спектре нейтронов быстрого реактора большой мощности// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1. – С. 113-126.
4. ГОСТ 18353-79. «Контроль неразрушающий. Классификация видов и методов».
5. Уолтер А., Рейнольдс А. Ванькова А.А., Яровицина В.В. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах/Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 623 с.

Поступил в редакцию 30.03.2009

## РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОГО ПОСЛЕРЕАКТОРНОГО ОБРАЩЕНИЯ С ЭЛЕМЕНТАМИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-600

**В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье показана возможность практического использования результатов расчетного моделирования разогрева отработавших элементов активной зоны реактора БН-600 с различными значениями мощности остаточного тепловыделения для планирования и оптимизации условий проведения транспортно-технологических операций во время послереакторного обращения с этими сборками.

**Ключевые слова:** активная зона, моделирование, остаточное тепловыделение, разогрев, расчет, температура, транспортировка.

**Key words:** core, simulation, decay heat, heat-up, calculation, temperature, handling.

### **ВВЕДЕНИЕ**

Отработавшие элементы активной зоны – ТВС, стержни СУЗ с европиевым поглотителем, экспериментальные облучательные устройства (ЭОУ) и опытные компенсирующие стержни (ОКС), далее – отработавшие сборки, предназначенные для наработки кобальта-60, при выгрузке из реактора БН-600, как правило, имеют высокую мощность остаточного тепловыделения. Выгрузка отработавших сборок реактора БН-600 проводится по транспортно-технологическому тракту (ТТТ), где на некоторых этапах транспортировки они могут находиться в газовой среде. При нахождении отработавших сборок в газовой среде снижается интенсивность теплоотвода от этих сборок и, как следствие, возможен значительный разогрев элементов транспортируемых сборок, что может привести к их разгерметизации.

Наличие остаточного тепловыделения у отработавших сборок определяет необходимость планирования и оптимизации условия проведения транспортно-технологических операций во время послереакторного обращения с ними.

### **УСЛОВИЯ ПРОВЕДЕНИЯ ТРАНСПОРТНЫХ ОПЕРАЦИЙ С ОТРАБОТАВШИМИ СБОРКАМИ**

Транспортировка отработавших сборок активной зоны реактора БН-600 проходит по следующей схеме: реактор → передаточный бокс (ПБ) → барабан отработавших сборок (БОС) → обмывочный бокс (ОБ) → бассейн выдержки (БВ) → горячая камера (ГК).

В реакторе и БОС отработавшие сборки находятся в среде жидкого натрия, а в БВ – под слоем воды, что обеспечивает в условиях нормальной эксплуатации до-

статочно интенсивный отвод тепла от них. Транспортировка отработавших сборок из БВ в горячую камеру (ГК) осуществляется в пеналах, заполненных водой, и разогрев их будет незначительным. Отмывка отработавших сборок в ОБ производится паром с температурой 140 – 150°C при давлении 2–3 кг/см<sup>2</sup>. Такие параметры пара обеспечивают хороший теплосъем, а значит, предотвращается разогрев всех элементов.

В ПБ отработавшие сборки находятся в среде аргона, в ОБ – в среде азота, а в ГК – в воздушной среде. Таким образом, разогрев отработавших сборок в газовой среде возможен на трех этапах их транспортировки. Время и участки нахождения отработавших сборок в газовой среде представлены в табл. 1.

Таблица 1

**Время нахождения отработавших сборок в газовой среде на разных участках ТТТ**

Участок ТТТ	Среда	$\tau^{**}$ , мин
1. Передаточный бокс	Аргон	6,2 (46,2)
2. Обмывочный бокс до отмывки после отмывки	Азот	16,0 (56,0)
	Азот	25,2 (65,2)
3. Горячая камера	Воздух	Не менее 6 ч <sup>***)</sup>

\*) – в скобках указано время, необходимое для установки отработавшей сборки с помощью ручного привода в случае возникновения нештатной ситуации

\*\*) – время нахождения сборки в ГК определяется технологией разделки или других исследований и является разным для каждого конкретного случая

Для расчетов разогрева элементов отработавших сборок в газовой среде была разработана программа TEPLO [1]. В работе [1] приведены граничные условия и допущения, описаны расчетная модель и алгоритм, реализованные в программе TEPLO.

В период с 1991 по 2004 гг. в реакторе БН-600 проводилось облучение девяти ЭОУ и двух ОКС, предназначенных для наработки кобальта-60. Наличие изотопа кобальт-60 определяет высокие значения мощности остаточного тепловыделения этих сборок и, как следствие, более высокие температуры их элементов при разогреве в газовой среде. Перед выгрузкой ЭОУ и ОКС из реактора были проведены расчеты температурных режимов этих сборок в ПБ, ОБ и ГК.

Расчеты, полученные с использованием программы TEPLO, позволили оптимально спланировать транспортные операции с ЭОУ и ОКС, разработать ряд технологических мероприятий и успешно провести все операции по послереакторному обращению с этими сборками.

Из всех элементов активной зоны реактора БН-600 особое место занимают отработавшие ТВС активной зоны. Большое количество выгружаемых ТВС активной зоны и регулярные исследования этих сборок в ГК привели к необходимости оценки температурных режимов элементов отработавших сборок при нахождении их в газовой среде.

Мощность остаточного тепловыделения отработавших ТВС активной зоны реактора БН-600 обычно не превышает 700 Вт. Однако эксплуатация высокофононовых ТВС с уран-плутониевым топливом приводит к тому, что увеличивается величина остаточного тепловыделения ТВС во время выгрузки их из реактора, поэтому может возникнуть необходимость косвенного контроля целостности оболочек

твэлов по температуре при транспортировке отработавших сборок в газовой среде.

Расчетное моделирование температурных режимов отработавших ТВС в газовой среде с использованием программы TEPL0 позволило оптимизировать условия проведения транспортно-технологических операций с этими ТВС и построить температурные зависимости для оперативного использования без проведения дополнительных расчетов.

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ РАЗОГРЕВА ОТРАБОТАВШИХ ТВС

Для ТВС активной зоны реактора БН-600 регламентируется предельная температура оболочек твэлов при нахождении ТВС в реакторе и равна 710°C. Предельная температура оболочек твэлов ТВС в газовой среде принимается также равной 710°C.

Практический интерес при планировании транспортно-технологических операций представляет время достижения центральным твэлом ТВС (имеющим самую высокую температуру) предельного значения температуры (710°C) в зависимости от мощности остаточного тепловыделения ( $N_{ост}$ ) ТВС.

На рис. 1–3 представлены соответствующие зависимости для условий ПБ, ОБ и ГК.

Из графика, приведенного на рис.1, видно, что при штатном режиме работы оборудования ПБ (время нахождения сборки в газовой среде ~6,3 мин) транспортировка отработавших ТВС с мощностью остаточного тепловыделения  $\leq 5000$  Вт может происходить без превышения оболочками твэл предельно-допустимой температуры. В случае установки отработавшей ТВС в БОС с помощью ручного привода (время нахождения сборки в газовой среде ~46,2 мин) предельно-допустимая температура оболочек твэлов не будет достигнута у ТВС, имеющих мощность остаточного тепловыделения  $\leq 1700$  Вт.

Проведенные ранее расчеты [1] показали, что температура оболочки центрального твэла отработавшей ТВС с мощностью остаточного тепловыделения 600 Вт в условиях газовой среды ПБ стабилизируется на уровне ~710°C за 5 часов. Следовательно, ТВС с мощностью остаточного тепловыделения <600 Вт могут находиться в ПБ достаточно долго.

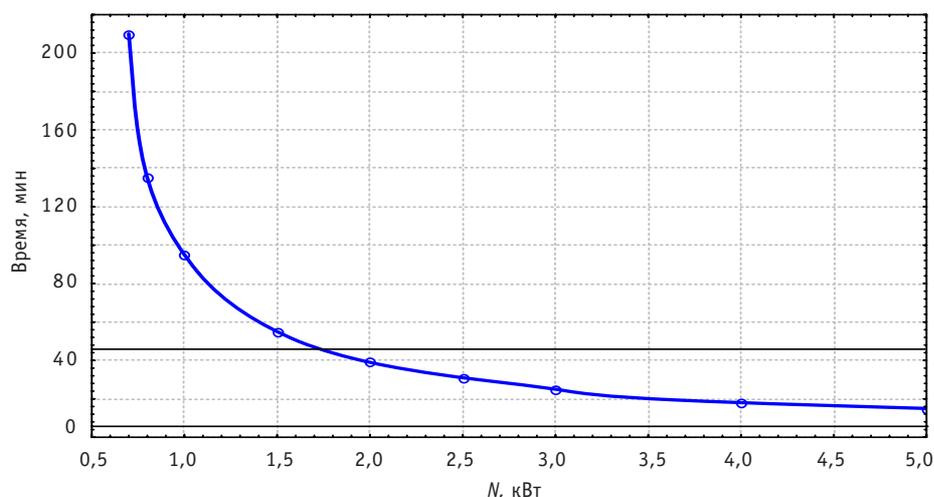


Рис. 1. Время достижения температуры 710°C центральным твэлом ТВС в ПБ в зависимости от  $N_{ост}$  ТВС

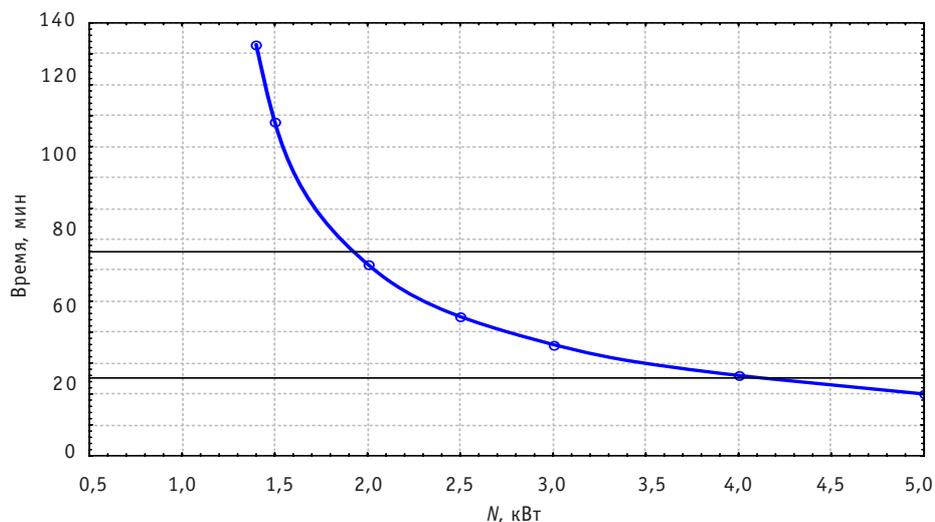


Рис. 2. Время достижения температуры 710°C центральным твэлом ТВС в ОБ после отмывки в зависимости от  $N_{ост}$  ТВС

Для оценки температуры центрального твэла ТВС разной мощности в условиях ОБ до отмывки можно использовать приведенную на рис. 1 зависимость, т.к. условия разогрева ТВС в ПБ и ОБ (до отмывки) практически одинаковы, а проведенные ранее расчеты [1] показали высокую сходимость расчетных значений температур.

При транспортировке отработавших ТВС в ОБ после отмывки в штатном режиме (время 25,2 мин) температура оболочек твэлов будет <710°C у сборок с мощностью остаточного тепловыделения <4000 Вт (рис. 2). В случае транспортировки ТВС в ОБ после отмывки с помощью ручного привода (время 65,2 мин) предельно-допустимая температура оболочек твэлов не будет достигнута у ТВС, имеющих мощность остаточного тепловыделения  $\leq 1900$  Вт.

По данным, приведенным в [1], температура оболочки центрального твэла отработавшей ТВС с мощностью остаточного тепловыделения 1200 Вт в условиях

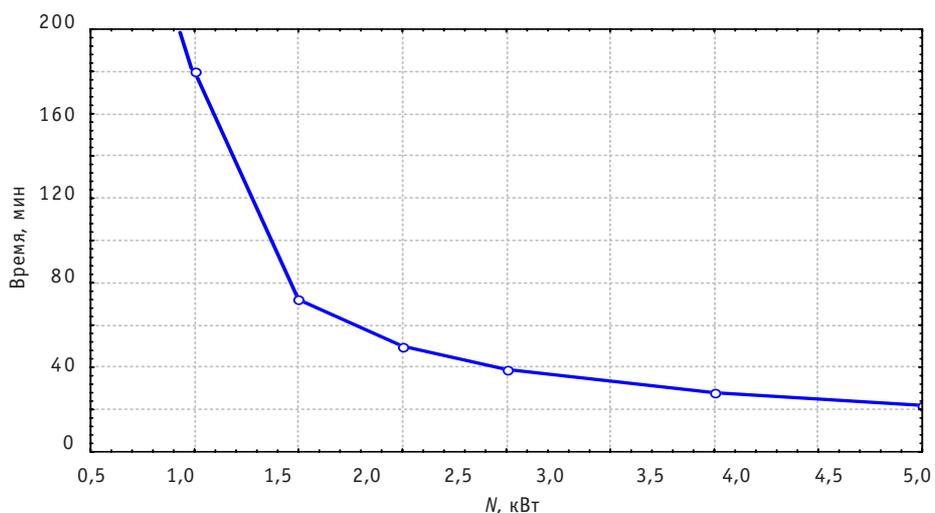


Рис. 3. Время достижения температуры 710°C центральным твэлом ТВС в ГК в зависимости от  $N_{ост}$  ТВС

газовой среды ОБ (после отмывки) стабилизируется на уровне  $\sim 690^{\circ}\text{C}$  за 4 часа. Следовательно, ТВС с мощностью остаточного тепловыделения  $\leq 1200$  Вт могут находиться в ОБ (после отмывки) без ограничений по времени.

Из данных, приведенных в табл. 1, видно, что вследствие особенностей технологических процессов в воздушной среде ГК отработавшие ТВС могут находиться в течение длительного времени.

Время нахождения отработавших ТВС в ГК существенно ограничивается мощностью остаточного тепловыделения этих сборок (рис. 3). Оболочка центрального твэла ТВС с  $N_{\text{ост}}=1450$  Вт за 5 часов достигает значения  $705^{\circ}\text{C}$  и стабилизируется на этом уровне [1]. Следовательно, для отработавших ТВС с мощностью остаточного тепловыделения  $\leq 1450$  Вт ограничений по времени нахождения в ГК нет.

## **ВЫВОДЫ**

1. Использование результатов расчетного моделирования температурных режимов ЭОУ и ОКС позволило успешно провести выгрузку этих сборок из реактора, отмывку, транспортировку и их разборку в ГК.

2. Расчетное моделирование температурных режимов отработавших ТВС с различными значениями мощности остаточного тепловыделения позволяет обосновывать и оптимизировать безопасные температурные режимы ТВС при нахождении их в газовой среде.

3. Полученные путем расчетного моделирования зависимости дают возможность оценивать предельное время нахождения ТВС в газовой среде без проведения дополнительных расчетов и позволяют оптимизировать условия проведения транспортных операций с ТВС в ПБ и ОБ и проводить безопасное планирование работ с отработавшими ТВС в ГК.

## **Литература**

1. Головин В.В., Карпенко А.И., Тучков А.М. Расчет температурного режима сборок БН-600 в газовой среде // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №1.

Поступила в редакцию 30.03.2009

## ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ПРОФЕССИОНАЛЬНОЙ УСПЕШНОСТИ ПРИ ОТБОРЕ КАНДИДАТОВ В РЕЗЕРВ НА РУКОВОДЯЩИЕ ДОЛЖНОСТИ

**А.В. Абдуллаева, Н.Н. Ошканов**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В работе приведен анализ связи психодиагностических критериев, получаемых при проведении психофизиологических обследований, с показателем успешности деятельности для выявления у работников склонности к руководящей деятельности.

**Ключевые слова:** профотбор, психофизиология, руководящая деятельность, тестирование, успешность.

**Key words:** occupational screening, psychophysiology, managerial activities, testing, successfulness.

В связи с тем, что на поиск работников на руководящую деятельность и их подготовку требуется значительное количество временных и материальных ресурсов, задачей отбора кандидатов в резерв на руководящую должность является точное определение степени их профессиональной успешности в планируемой деятельности.

Классическая система профотбора, применяемая в отраслевой психологической службе, является «системой мероприятий, направленных на выявление кандидатов на должность с определенными уровнями развития профессионально важных качеств, которые наиболее полно соответствуют требованиям конкретных специальностей» [1].

В рамках профотбора оценка профессионально важных качеств для всех должностей атомных предприятий проводится на основе таких методов исследования как индивидуальное тестирование, анкетирование и интервью (собеседование). Данных методов исследования для проведения всесторонней оценки потенциала будущих руководящих работников недостаточно. Проблема внешнего критерия для анализа профессиональной успешности в прикладных областях психологии изучалась лишь косвенно, и однозначного ответа на вопрос, каким должен быть критерий профессиональной успешности руководителя и, вообще, должен ли он отражать несколько сторон производственной деятельности или достаточно учитывать какой-либо ее единичный показатель, на сегодняшний день нет.

Возможно, что для получения безошибочного прогнозирования профессиональной успешности руководителя достаточно проводить оценку, например, только

---

© *А.В. Абдуллаева, Н.Н. Ошканов, 2009*

эффективности текущей деятельности работника с подтверждением причинно-следственных связей наблюдаемой эффективности труда в условиях тестирования профессионально важных качеств, которые будут востребованы новой должностью.

В лаборатории психофизиологического обследования Белоярской АЭС была исследована зависимость показателя эффективности (ПЭ) деятельности руководителей от результатов их психодиагностического тестирования по методикам ММРІ, Кеттелла и Спилбергера [2–4]. ПЭ устанавливался путем усреднения оценок экспертов, которыми являлись вышестоящие руководители. Оценка проводилась по шкале «1 – намного ниже среднего», «2 – ниже среднего», «3 – средняя», «4 – выше среднего», «5 – намного выше среднего». В эксперименте приняло участие 33 человека, работающих на руководящей должности не менее 5 лет. Данные полученных зависимостей приведены в табл. 1. В приведенных уравнениях зависимости ПЭ обозначена как  $Y$ , психодиагностическая оценка – как  $X$ .

Очевидно, что значимыми для категории руководителя являются значения ПЭ выше среднего значения  $Y=3$ . Из табл. 1 видно, что показатели  $B, C, E, F, H, L, M, O, Q1 - Q4; K, 1, 4, 5, 7, 8, 0$ ; ЛТ и  $R$  либо во всем диапазоне оценок имеют значения выше среднего, либо практически не зависят от психодиагностических оценок. Таким образом, значимыми для гипотезы зависимости между оценкой вышестоящим руководством ПЭ исследуемых руководителей и результатами их тестирования оказались 12 показателей тестов: Кеттелла  $A, G, I, N$  (рис. 1–4), ММРІ  $L, F, 2, 3, 6, 9$  (рис. 5 – 10), Спилбергера  $CT$  и  $S$  (рис. 11–12). На этих графиках по оси ординат  $Y$  приведены ПЭ, по оси абсцисс  $X$  – показатели психодиагностических оценок. Экспериментальные точки на этих графиках являются средними значениями ( $Y$ ) группы исследуемых лиц, имеющих данную психодиагностическую оценку ( $X$ ).

Дополнительный анализ представленных на рис. 1–12 результатов вкупе с результатами исследования лиц, не являющихся руководителями, показывает, что шкалы  $L, F, 2, 3$  и  $S$  также можно исключить из рассмотрения, т.к. в диапазоне выше среднего уровня располагаются данные практически всех исследуемых лиц независимо от должности.

Таким образом, значимыми показателями для прогноза успешности деятельности в качестве руководителя являются психодиагностические оценки, сведенные в табл. 2, для которых проведен расчет диапазона успешности исходя из значений ПЭ выше среднего уровня как одного из аспектов, отделяющего руководителя от остальных работников.

Для опробования полученных результатов нами была отобрана группа работников в количестве 52 чел., не являющихся руководителями, и проведено сравнение их показателей с показателями табл. 2. Было выявлено, что склонность к руководящей деятельности имеют 18 из 52 чел. (35%). Остальные 34 чел. имеют показатели ниже приведенных в табл. 2.

Условия данного эксперимента несколько ограничивают в выводах и требуют дальнейшего исследования для установления, какие качества первичны и должны присутствовать в кандидате на должность руководителя изначально, а какие можно развить со временем, в процессе деятельности, пройдя этапы обучения, в том числе основам управления персоналом. В связи с этим для повышения эффективности управления служебно-профессиональным продвижением человеческих ресурсов отрасли задача поиска индикаторов успешности, имеющих устойчивую связь с уровнем притязаний личности, ее самооценкой, которые способны с высокой долей вероятности спрогнозировать результаты передвижений и назначений, остается, по-прежнему, актуальной, востребованной современными социально-экономическими условиями.

Таблица 1

№ п/п	Показатель X и диапазон его шкалы	Уравнение зависимости	Диапазон изменения Y в диапазоне X
1	Фактор A (10)	$y = -0,073x + 3,5$	3,4 – 2,8
2	Фактор B (10)	$y = 0,013x + 3,2$	3,2 – 3,3
3	Фактор C (10)	$y = 0,030x + 3,0$	3,0 – 3,3
4	Фактор E (10)	$y = 0,059x + 2,9$	3,0 – 3,6
5	Фактор F (10)	$y = -0,029x + 3,4$	3,4 – 3,1
6	Фактор G (10)	$y = -0,12x + 4,0$	3,9 – 2,8
7	Фактор H (10)	$y = 0,022x + 3,1$	3,1–3,3
8	Фактор I (10)	$y = -0,10x + 3,8$	3,7 – 2,8
9	Фактор L (10)	$y = -0,050x + 3,6$	3,6 – 3,1
10	Фактор M (10)	$y = 0,011x + 3,2$	3,2 – 3,3
11	Фактор N (10)	$y = 0,10x + 2,6$	2,7 – 3,6
12	Фактор O (10)	$y = 0,017x + 3,1$	3,1 – 3,3
13	Фактор Q1(10)	$y = -0,010x + 3,3$	3,3 – 3,2
14	Фактор Q2(10)	$y = 0,011x + 3,3$	3,3 – 3,4
15	Фактор Q3(10)	$y = -0,0071x + 3,4$	3,4 – 3,4
16	Фактор Q4(10)	$y = -0,020x + 3,4$	3,4 – 3,2
17	Шкала L (100)	$y = 0,023x + 2,2$	2,2 – 4,5
18	Шкала F (100)	$y = -0,011x + 3,9$	3,9 – 2,8
19	Шкала K (100)	$y = -0,0013x + 3,3$	3,3 – 3,2
20	Шкала 1 (100)	$y = 0,0028x + 3,2$	3,2 – 3,5
21	Шкала 2 (100)	$y = 0,012x + 2,6$	2,6 – 3,8
22	Шкала 3 (100)	$y = 0,013x + 2,6$	2,6 – 3,9
23	Шкала 4 (100)	$y = 0,0008x + 3,3$	3,3 – 3,4
24	Шкала 5 (100)	$y = -0,0020x + 3,4$	3,4 – 3,2
25	Шкала 6 (100)	$y = -0,019x + 4,2$	4,2 – 2,3
26	Шкала 7 (100)	$y = -8E-05x + 3,3$	3,3 – 3,3
27	Шкала 8 (100)	$y = 0,002x + 3,1$	3,1 – 3,3
28	Шкала 9 (100)	$y = 0,021x + 2,0$	2,0 – 4,1
29	Шкала 0 (100)	$y = -0,0067x + 3,6$	3,6 – 3,0
30	Показатель ЛТ (20–80)	$y = -0,0033x + 3,4$	3,3 – 3,1
31	Показатель СТ (20–80)	$y = -0,018x + 4,0$	3,6 – 2,6
32	Показатель R (-20+20)	$y = -0,0036x + 3,3$	3,4 – 3,4
33	Показатель S (50–140)	$y = -0,0064x + 3,7$	3,4 – 2,8

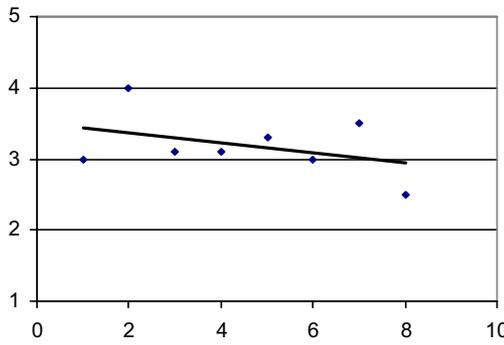


Рис.1. Показатель А

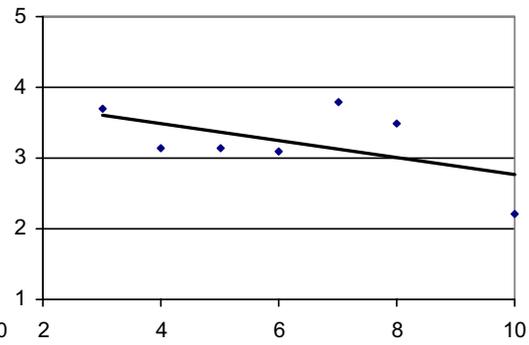


Рис.2. Показатель G

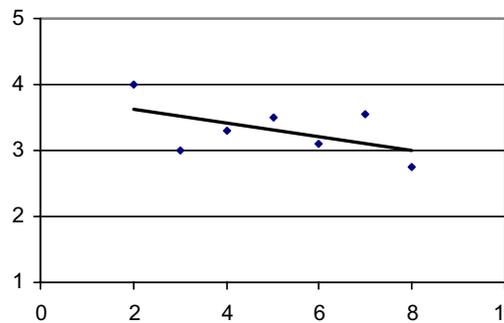


Рис.3. Показатель I

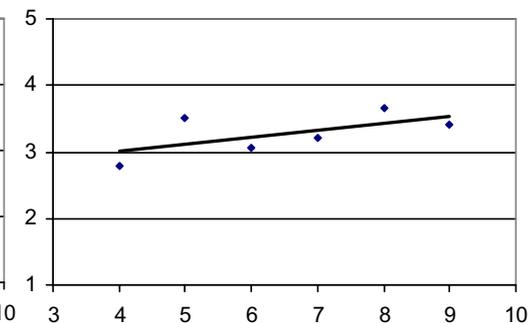


Рис.4. Показатель N

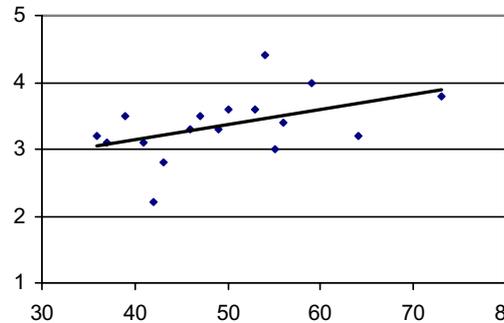


Рис. 5. Показатель L

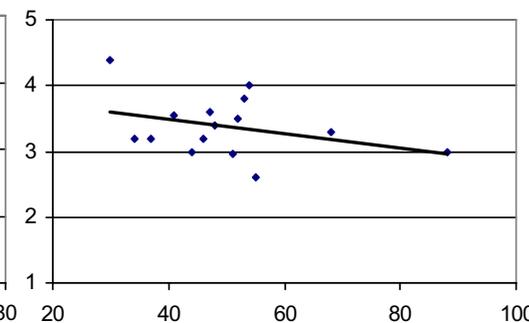


Рис. 6. Показатель F

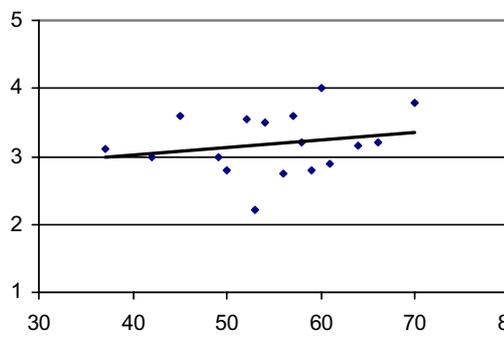


Рис.7. Показатель 2

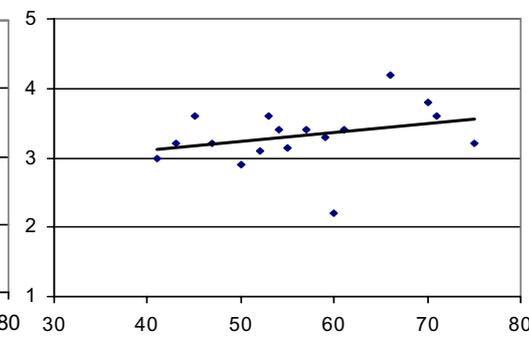


Рис.8. Показатель 3

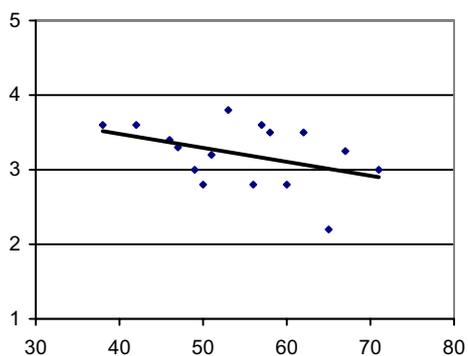


Рис.9. Шкала 6

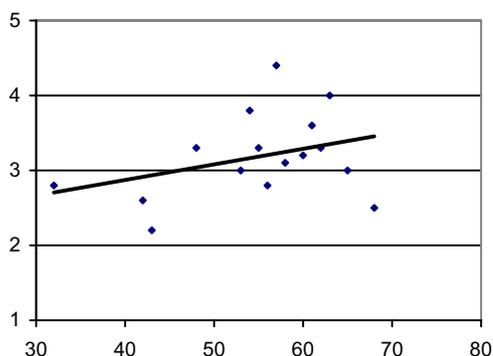


Рис.10. Шкала 9

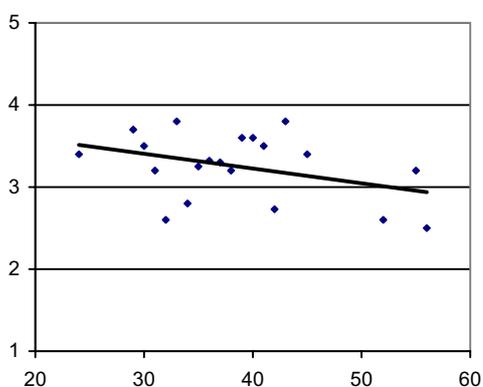


Рис. 11. Показатель СТ

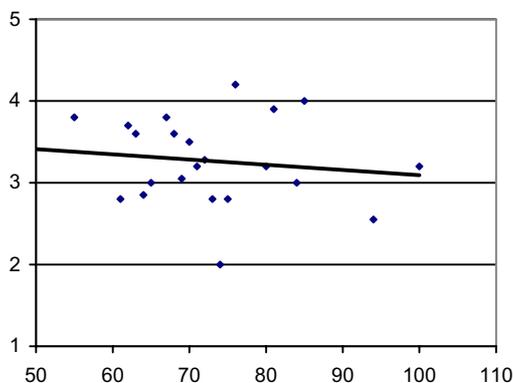


Рис. 12. Показатель S

Таблица 2

№ п/п	Название показателя	Диапазон успешности
1	Фактор А	$\leq 6$
2	Фактор G	$\leq 7$
3	Фактор I	$\leq 7$
4	Фактор N	$\geq 5$
5	Шкала 6	$\leq 60$
6	Шкала 9	$\geq 50$
7	Показатель СТ	$\leq 50$

### Литература

1. Межотраслевые методические рекомендации по организации и проведению психофизиологического профессионального подбора / Под ред. Г.Н. Серюковской, Л.М. Сухаревой, К.Э. Павлович, А.И. Корзона, И.П. Бондарева и др. – Свердловск, 1984.
2. Собчик Л.Н. Стандартизированный многофакторный метод исследования личности. Методическое руководство. – М., 1990.
3. Руковишников А.А., Соколова М.М. Факторный личностный опросник Кеттелла: методическое руководство. – СПб., 2006.

4. Экспресс-оценка функционального состояния персонала атомных электростанций. Методические рекомендации/ Под ред. А.Ф. Боброва, В.К. Мартенса, А.А. Талалаева, В.Ф. Федорова, А.Г. Черниковой. – М., 1988.

Поступила в редакцию 27.04.2009

# КОНЦЕПЦИЯ КОМПЬЮТЕРНОЙ СИСТЕМЫ ПОДДЕРЖКИ ТЕХНИЧЕСКОГО ОБСЛУЖИВАНИЯ И РЕМОНТА ОБОРУДОВАНИЯ НА АЭС. ОРГАНИЗАЦИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ

**А.И. Карпенко, Ю.А.Махаев**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Дано описание основных функциональных модулей системы поддержки проведения технического обслуживания и ремонта оборудования на АЭС.

**Ключевые слова:** безопасность, информация, каталог, компьютерная программа, модуль, оборудование, ремонт, система, структура, функция, эксплуатация.

**Key words:** safety, information, catalogue, software, module, equipment, maintenance, system, structure, function, operation.

## **ПРЕДИСЛОВИЕ**

При производстве электроэнергии на АЭС в большей степени, чем на других производствах, накладывается условие безопасной эксплуатации с точки зрения радиационной и ядерной опасности для персонала, населения и окружающей среды. В связи с этим требования к качественному ремонту и эксплуатации оборудования многократно ужесточаются.

В статье рассматриваются аспекты, связанные с ремонтом и техническим обслуживанием (ТО) оборудования. Наряду с чисто техническими средствами проведения ремонта существуют организационные мероприятия по проведению быстрого и качественного ремонта оборудования (определение оборудования, нуждающегося в ремонте или замене, и организация его вывода в ремонт, обеспечение безопасности при ремонте, вывод оборудования из ремонта и т.д.). В этой части с успехом может быть использована компьютерная система поддержки проведения технического обслуживания и ремонта оборудования (далее просто система).

Существует немалое количество подобных систем, функционирующих как на отечественных АЭС, так и зарубежных. Все они, по сути, решают одни и те же задачи, направленные на качественное, безопасное и эффективное проведение ТО и ремонта оборудования. На Белоярской АЭС была разработана, реализована и внедрена подобная система с учетом специфики и опыта, накопленного в течение эксплуатации энергоблока БН-600. Следует отметить, что первые версии системы появились еще в начале 90-х годов прошлого века, и за прошедшее время система превратилась в достаточно эффективный и полезный инструмент. В то же время

были сформулированы и основные концептуальные положения, и подход к созданию системы, изложенные в работах [1–3]. Со временем они были развиты и дополнены.

### **ОСНОВНЫЕ КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ ПРИ РАЗРАБОТКЕ СИСТЕМЫ**

1. Модульная структура системы для обеспечения информационной связи между разделами, блоками и модулями как внутри системы, так и с внешним окружением.
2. Публичность и актуальность информации в рамках системы.
3. Структура, содержание и объем информации определяются требованием необходимости и достаточности для принятия пользователем решения при работе с системой.
4. Регламентация прав доступа пользователей к информации.
5. Эффективный пользовательский интерфейс, обеспечивающий процедурную, контролируемую, информационно-аналитическую составляющие системы.
6. Единая база данных (каталог) оборудования.
7. Безопасность.

**Модульная структура системы.** Исторически система развивалась шаг за шагом. Каждый шаг характеризовался появлением следующего модуля, который выполнял свои специфические функции, при этом оставаясь тесно связанным с предыдущими модулями информационно. В результате получилась совокупность отдельно функционирующих задач в едином информационном и программном пространстве, взаимодействующих друг с другом. В дальнейшем такая структура позволила добавлять модули для выполнения новых задач внутри системы, а также, благодаря открытому информационному пространству, взаимодействовать с внешними программными продуктами. Безусловно для начала функционирования системы необходимо было создать базу данных оборудования. Поэтому первым модулем системы стал модуль «Оборудование». Основная задача модуля – создание и поддержание целостности базы данных оборудования. Исходя из того, что изначально основной целью системы ставилась реализация поддержки технического обслуживания и ремонта оборудования, последовательно разрабатывались модули, выполняющие поддержку в организации, подготовке, проведении и контроле работ, связанных с ремонтом и ТО оборудования.

**Публичность и актуальность информации.** Внутри каждого модуля решаются задачи, как правило, связанные с самим модулем. При этом имеется некоторая информация, получаемая в одном из модулей, которая востребована или может быть востребована, например, другим модулем. Например, для одного из модулей для принятия решения потребовалась информация о наработке некоторого оборудования. В данном случае информация о наработках оборудования связана с так называемыми счетчиками оборудования, которые обновляются в информационно-аналитическом модуле системы. Таким образом, для получения сведений о наработке оборудования модуль запрашивает информационно-аналитический модуль системы и получает нужную информацию. Еще важно и то, чтобы получаемая информация, в данном случае это наработка оборудования, имела значение, соответствующее реальному на текущий момент времени с заданной точностью. В этом заключен принцип актуальности информации. Другими словами, информация не может быть «старой», она в любой момент должна быть «свежей». От этого прямым образом зависит принятие решения как со стороны системы, так и со стороны пользователя: может быть принято ошибочное решение с вытекающими последствиями, как мелкими, так и катастрофическими.

**Регламентация прав доступа.** Система является многопользовательским продуктом. Значит одновременно с системой может работать большое количество пользователей, каждый из которых выполняет свои сугубо определенные задачи. Поскольку система как бы встроена в организационный процесс ведения и управления ремонтом оборудования, она полностью реализует реальные права и обязанности пользователей, связанные с их должностью. Например, утвердить заявку на выполнение ремонтных работ на оборудовании может только главный инженер станции или заместитель главного инженера по эксплуатации. Определить сроки устранения дефекта, назначить ремонтный участок может только административный персонал подразделения-владельца оборудования. И так далее. Таким образом, каждый пользователь системы в соответствии со своей должностью получает определенный набор полномочий в рамках системы, именуемый квалификацией пользователя. Все полномочия заранее должны быть определены и регламентировать права на доступ к информации или выполнение каких-либо действий: это может быть запрет, только чтение либо полный доступ. Так регламентируется доступ к информации и выполнение действий со стороны пользователей при помощи разных квалификаций, которыми наделяются пользователи системы.

**Эффективный пользовательский интерфейс.** Работу системы условно можно разделить на три основные части: процедурную; информационную; контролируемую.

Процедурная часть определяет механизм выполнения тех или иных действий со стороны пользователя (ввод данных, принятие решения и т.д.).

Информационная часть обеспечивает механизмы запроса, получения, обработки информации и представления ее в том виде, в котором в данный момент времени это необходимо для пользователя или системы. Важную роль здесь играют публичность и актуальность информации.

Контролирующая часть обеспечивает механизм контроля действий как со стороны пользователя, так и со стороны самой системы, а также параметров и свойств самой системы и реквизитов информации. Например, предельная дата не может быть меньше текущей, дефект не может быть назначен заранее, хронология событий не может иметь обратный ход и т.д.

Видно, что наиболее тесное соприкосновение при взаимодействии «система – человек» имеют процедурная и информационная части. При этом большую значимость с точки зрения психологической нагрузки, ментальных особенностей, безусловно, имеет процедурная часть. Можно определить основные принципы построения процедурной части системы. Любая процедура должна быть максимально информационно изолированной. Другими словами, для выполнения процедуры пользователю предоставляется минимально необходимый объем информации (как лошадь в шорах). Необходимо иметь развитую сервисную часть для более простого, быстрого и корректного выполнения процедуры. Это наиболее важно, поскольку, как правило, результатом выполнения процедуры является принятие решения.

Количество и назначение реквизитов информации процедуры должны подчиняться жесткой логике, predetermined изначально на стадии проектирования системы, исходя из необходимости, требований, а также здравого смысла. Это верно и для всей системы в целом. Если в данный момент времени нет необходимости что-то делать, это надо сделать потом или вообще не делать. Нет никакого смысла просто так усложнять систему. Процедурная часть должна поддерживаться самой системой, наставлять, подталкивать пользователя к выполнению той или иной процедуры для того, чтобы процедуры выполнялись вовремя, чтобы ответ-

ственные пользователи не задерживали друг друга. Основной движущей силой в выполнении процедур должен быть организационный регламент.

**Каталог оборудования.** Все, что происходит во время производственного процесса, так или иначе связано с оборудованием. Поэтому для успешного и определяющего функционирования системы необходим перечень всего оборудования, задействованного в производстве. При этом перечень должен быть построен на основании определенных критериев, позволяющих провести классификацию и систематизацию оборудования. Выполнением этого является создание каталога оборудования.

Каталог состоит из единиц оборудования. Каждая единица оборудования имеет в каталоге свой уникальный идентификатор, код, стационарное обозначение, название, штатное место расположения, принадлежность к системам, важным для безопасности и т.д.

Код оборудования формируется на основе универсальной системы классификации и кодирования, позволяющей идентифицировать любую технологическую систему, сооружение, агрегат или часть агрегата в процессе проектирования, сооружения и эксплуатации энергетического объекта.

Система кодирования оборудования позволяет

- кодировать установки, части установок, оборудование, его части, и приборы в соответствии с их назначением, типом, а также местом их расположения;
- выполнять единое обозначение всех типов энергетических установок и применяющихся технологий;
- выполнять детализацию обозначений всех систем, агрегатов, зданий, сооружений и территорий;
- обеспечивать возможность расширения для обозначения новых технологий;
- обеспечивать единое обозначение при проектировании, сооружении, эксплуатации, техническом обслуживании и снятии с эксплуатации;
- обеспечивать возможность применения как для тепломеханической и строительной частей, так и для областей электротехники и систем контроля и управления, а также для других специальностей с учетом возможности обозначения объектов, принадлежащих этим специальностям и мест их расположения и монтажа;
- обеспечивать возможность применения автоматизированной обработки данных.

Структура кода оборудования позволяет

- классифицировать системы энергоблока и общестанционные системы;
- определять технологические потоки либо функциональные группы оборудования;
- определять и классифицировать род оборудования теплотехнической, электротехнической, строительной частей;
- выделять единицы оборудования (элементы систем), удовлетворяющие вышеперечисленным признакам.

Код оборудования позволяет осуществить прозрачный принцип работы системы. В любой момент времени, где бы не находилась система, по запросу пользователя либо по запросу самой системы она быстро идентифицирует конкретную единицу оборудования, а затем, при необходимости, выбирает, передает, сохраняет, обрабатывает, анализирует информацию, связанную с этим оборудованием.

Структурная схема модуля системы «Оборудование» представлена на рис. 1.

Каталог имеет информационную поддержку, включающую в себя основную информацию по системам и элементам систем. Информация по системам содержится в регистрах систем. Регистр системы оборудования представляет собой

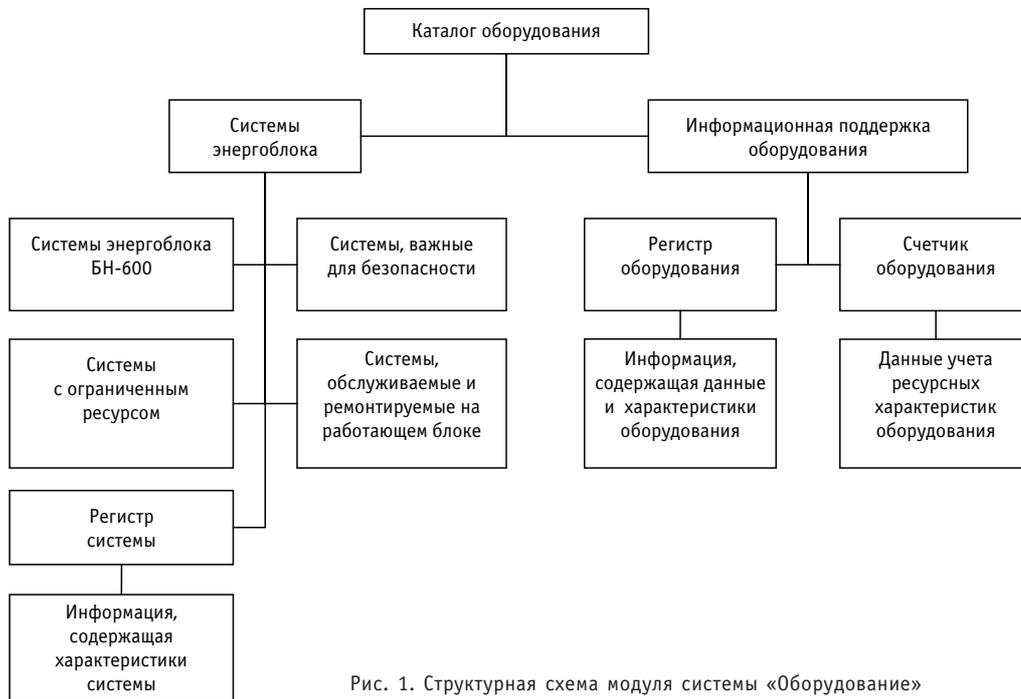


Рис. 1. Структурная схема модуля системы «Оборудование»

набор данных, характеризующих систему: наименование, функция, технические параметры, параметры технического состояния, назначение, влияние на безопасность, характер функций, перечень назначенных режимов, наличие резервирования, пределы безопасной эксплуатации, условия безопасной эксплуатации, ресурс системы и т.д.

Информация по элементам систем расположена в регистрах оборудования. Регистр оборудования представляет собой набор общих данных по оборудованию (заводской номер, дата изготовления, поставки, монтажа, ввода в эксплуатацию, данные по разработчику, изготовителю, поставщику, монтажной организации и т.д.), эксплуатационно-технических характеристик оборудования, данных по заменам оборудования, статистических данных по надежности оборудования, данных по ремонту оборудования, финансово-экономических данных и др. С каждой единицей оборудования может быть связан счетчик оборудования, позволяющий вести учет по наработке данного оборудования.

**Безопасность.** Полагая, что система будет использоваться на АЭС, данное обстоятельство накладывает дополнительные требования к системе, связанные с безопасной эксплуатацией АЭС с точки зрения радиационной и ядерной опасности для персонала, населения и окружающей среды. Безусловно, прямого влияния системы на обеспечение радиационной и ядерной безопасности АЭС нет. Но если рассматривать систему как дополнительный инструмент для безопасного проведения технического обслуживания и ремонта оборудования АЭС, можно вполне определить такое влияние. В качестве примера, ставшего уже классическим, можно привести следующую ситуацию. В ремонт выводится некоторое оборудование. Для безопасного проведения ремонта оборудования определяются меры безопасности по подготовке рабочего места, где определяется оборудование ограничения, а точнее, его состояние, обеспечивающее безопасный ремонт ремонтируемого оборудования. Например, оно должно быть закрыто либо открыто, отключено либо включено, заперто, заземлено, обесточено и т.д. В это же время выводится в ре-

монтажное оборудование со своим оборудованием ограничения, которое входит (возможно, частично) в ограничение для первого ремонтируемого оборудования, но с состоянием, противоположным для первого. В результате, возникает опасная ситуация (не успели развесить или ошибочно убрали плакаты, не посмотрели, что за плакат), приводящая к несчастному случаю или к технологической аварии.

Исключить данную ситуацию можно на стадии подготовки к выводу в ремонт оборудования (формирование наряда на производство работ) с использованием системы. При формировании наряда система определяет оборудование ограничения и его состояние для первого и второго оборудования и в зависимости от срока ремонтных работ запрещает вывод в ремонт одного из двух, если сроки ремонта пересекаются и если хотя бы одно общее оборудование ограничения по условиям безопасности должно находиться в противоположном состоянии. Безусловно, наряд можно оформить вручную, но при этом увеличивается риск возникновения описанной выше ситуации. Использование системы в данном случае является чисто организационным мероприятием. Подобных примеров можно привести значительное количество.

Подытоживая, можно сказать, что основным замечательным свойством системы с точки зрения влияния ее на безопасность является то, что использующая заведомо верные правила система следует им безукоризненно, заставляя следовать им и человека, снижая влияние человеческого фактора при ошибках. Но в любом случае принятие любого решения всегда остается за человеком.

### **Литература**

1. Шейнкман В.Г., Говоров П.П., Махаев Ю.А. и др. Информационная система поддержки технического обслуживания и ремонта энергоблока БН-600 БАЭС/Тезисы докладов IV Ежегодной конференции ЯО «Ядерная энергия и безопасность человека», доклад 2/101. – Н.Новгород, 1993.
2. Николаев В.В., Моисейцев В.А., Гуринович В.Д. Информационное обеспечение управления техническим состоянием оборудования и систем атомных станций/Семинар ВАО АЭС. – Сосновый бор, 1994.
3. Шейнкман А.Г., Махаев Ю.А., Гарин В.А. Концепция информационной системы поддержки технического обслуживания и ремонта энергоблока БН-600 Белоярской АЭС/Сб. науч. трудов «Безопасность эксплуатации Белоярской АЭС». – Екатеринбург: УрО РАН, 1994.

Поступила в редакцию 30.03.2009

# ОСНОВНЫЕ МОДУЛИ КОМПЬЮТЕРНОЙ СИСТЕМЫ ПОДДЕРЖКИ ТЕХНИЧЕСКОГО ОБСЛУЖИВАНИЯ И РЕМОНТА ОБОРУДОВАНИЯ НА АЭС. НАЗНАЧЕНИЕ, ОПИСАНИЕ, РЕАЛИЗАЦИЯ

**А.И. Карпенко, Ю.А.Махаев**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Дано описание основных функциональных модулей системы поддержки проведения технического обслуживания и ремонта оборудования на АЭС.

**Ключевые слова:** журнал дефектов, информация, каталог, компьютерная программа, модуль, оборудование, ремонт, система, структура, функция, эксплуатация.

**Key words:** fault log, information, catalogue, software, module, equipment, maintenance, system, structure, function, operation.

Любой ремонт оборудования на предприятии (в данном случае это АЭС) требует организационных, временных и человеческих затрат на подготовку, вывод оборудования в ремонт, проведение ремонта и вывод оборудования из ремонта с одной целью – обеспечение надежной и безопасной эксплуатации оборудования. На организацию и проведение качественного ремонта оборудования влияет множество самых разнообразных факторов. Это учет дефектов оборудования, возникающих во время эксплуатации; учет наработки оборудования, связанной с ресурсом оборудования; организация работ при выводе оборудования в ремонт для безопасного проведения ремонта и выводе оборудования из ремонта; составление планов ремонта оборудования с учетом разнообразных факторов, включая дефекты оборудования, графики ремонта оборудования, затраты на ремонт и др.

С учетом бурного развития информационных технологий информационная поддержка планирования и проведения ремонтов может быть возложена на компьютерную систему поддержки технического обслуживания и ремонта оборудования (далее просто система). Существует немалое количество подобных систем, функционирующих как на отечественных АЭС, так и зарубежных. Все они, по сути, решают одни и те же задачи, направленные на качественное, безопасное и эффективное проведение ТО и ремонта оборудования.

Целью данной работы является описание особенностей подобной системы, разработанной на Белоярской АЭС с учетом специфики и опыта, накопленного в

течение эксплуатации энергоблока БН-600. При разработке системы были использованы принципы построения системы:

- модульная структура системы для обеспечения информационной связи между разделами, блоками и модулями как внутри системы, так и с внешним окружением;
- публичность и актуальность информации в рамках системы;
- структура, содержание и объем информации определяются требованием необходимости и достаточности для принятия пользователем решения при работе с системой;
- безопасность.

Выделяя основные составляющие такой системы и учитывая назначение системы, можно определить следующие функциональные модули: модули, связанные с дефектами оборудования, с заявками на выполнение работ, с нарядами на проведение работ, с планированием ремонта, с ведением базы данных оборудования, модуль аналитической и информационной поддержки. Структурная схема системы представлена на рис. 1. Каждый модуль является неотъемлемой частью системы и информационно связан с другими модулями. Внутри системы выполняется принцип публичности информации, когда некоторая информация, получаемая в одном из модулей, как правило, посредством сбора и обработки становится доступной (прозрачной) для любого другого модуля. Под словом информация следует понимать не информацию как таковую в чистом виде, а форму представления информации. Например, из какого-либо модуля требуется получить информацию регистра оборудования (или наоборот).

Регистр оборудования – это набор данных по оборудованию. В системе регистра оборудования существует в виде законченной формы представление информации, где она собирается, обрабатывается и соответствующим образом представляется. Именно в этой форме информация регистра оборудования будет представлена. Для этого, кстати, следуя логике структурной схемы рис.1, не требуется вызывать модуль «Оборудование», чтобы добраться до регистра оборудования. Регистр оборудования как информационная форма существует в программном поле системы абсолютно независимо. Такое состояние можно охарактеризовать как



Рис.1. Структурная схема системы поддержки технического обслуживания и ремонта оборудования

свободное плавание информации. В свободном плавании находятся все информационные формы системы. Модуль системы является такой же информационной формой. Не следует считать, что для того, чтобы вызвать какой-либо модуль системы, нужно добраться до predetermined места системы, а затем запустить нужный модуль. Любой модуль системы может быть вызван (запущен) из любого места системы, даже из самого себя. Поэтому модуль системы следует рассматривать исключительно как функциональную часть системы. Количество модулей системы по мере необходимости может расширяться. Система выполнена в одном программном поле и обеспечивает (при необходимости) одновременную работу всех модулей. Далее будут рассмотрены основное назначение модулей системы и их краткое описание.

*Модуль «Дефекты»* предназначен для регистрации, управления и контроля выполнения работ по устранению дефектов оборудования. В этом модуле предполагается выполнение следующих организационных процедур:

- регистрация дефекта;
- назначение устранения дефекта;
- согласование устранения дефекта ремонтным участком;
- выполнение работ по устранению дефекта;
- приемка устранения дефекта;
- подтверждение устранения дефекта и передача в архив;
- оценка дефекта оборудования по формальным критериям.

При оценке дефекта выполняется описание дефекта по следующим критериям:

- эксплуатация энергоблока до отказа (дефекта);
- эксплуатация оборудования до отказа (дефекта);
- способ обнаружения отказа (дефекта);
- признаки обнаружения отказа (дефекта);
- тип отказа (дефекта);
- причина отказа (дефекта);
- последствия отказа (дефекта);
- принятые меры.

По каждому критерию выставляется формальная оценка из списка оценок. В дальнейшем, эта информация используется при анализе дефектов.

*Модуль «Заявки»* предназначен для формирования, управления и контроля выполнения заявок на проведение работ по ремонту (ЗР) оборудования и включает в себя следующие организационные процедуры:

- формирование ЗР;
- согласование ЗР с подразделением-владельцем оборудования;
- согласование ЗР с начальником смены станции (НСС);
- согласование ЗР с главным инженером станции;
- разрешение допуска НСС к работам по ЗР;
- допуск к работам по ЗР;
- оформление окончания работ по ЗР;
- закрытие ЗР;
- передача ЗР в архив.

*Модуль «Наряды»* обеспечивает формирование, управление и контроль нарядов и распоряжений на проведение ремонтных работ (НР) на оборудовании, информационную и организационную связь с модулями «Дефекты» и «Заявки». В этом модуле предполагаются следующие организационные процедуры:

- формирование и выдача НР с использованием готовых справочников и библиотек;

- печать НР в форме, соответствующей типу наряда (единый наряд СТО, электрический наряд, распоряжение электрическое, дозиметрическое и т.д.);
- разрешение на выполнение работ по НР;
- допуск на выполнение работ по НР;
- выполнение работ по НР;
- закрытие НР;
- передача НР в архив (по сути, полностью совпадают с аналогичными процедурами модуля «Заявки»; если НР связывается с ЗР, указанные процедуры выполняются автоматически по мере выполнения соответствующих процедур из модуля «Заявки»).

Следуя одному из принципов построения системы – безопасность, вводится понятие ограничения НР. Под ограничением НР следует понимать набор некоторых условий, невыполнение которых приводит к запрету или предупреждению при дальнейшей обработке НР в рамках системы. Ограничения классифицируются как ограничения общего характера, ограничения, связанные с оборудованием и безопасностью проведения работ по НР, и ограничения, связанные с персоналом. Ограничения общего характера имеют одинаковое назначение при формировании полей НР. Например, нельзя оставить пустыми поля, связанные с ответственными лицами, содержанием работы, условиями безопасности. Ограничения, связанные с выбором оборудования, могут носить как предупредительный, так и запретительный характер. Например, при выборе одной или нескольких единиц оборудования для НР может быть наложен запрет или предупреждение на выбор, если данное оборудование уже используется в других НР.

При формировании условий безопасности при подготовке рабочих мест, где перечисляются оборудование и его состояние, может быть наложен запрет на выбор оборудования, если его состояние не соответствует состоянию этого оборудования в действующих НР. Ограничения, связанные с персоналом носят, как правило, запретительный характер. Например, нельзя сформировать поля ответственных лиц по наряду, если персонал не обладает соответствующими правами; нельзя выбрать члена бригады, если он задействован в НР, дата окончания которого перекрывает дату начала формируемого НР. По мере необходимости ограничения НР могут добавляться или исключаться, усиливаться или ослабляться.

*Модуль «Планирование ремонта»* определяет оборудование для вывода в ремонт и готовит документы, связанные с ремонтной кампанией. После выполнения ремонта система автоматически пересчитывает планируемую дату, вид (капитальный, средний, текущий) следующего ремонта оборудования.

*Модуль «Оборудование»* обеспечивает формирование в базе данных нового оборудования и изменение основных данных по оборудованию; выполнение процедуры замены оборудования с направлением данных в архив оборудования; формирование и заполнение данных регистра оборудования; учет ресурсных характеристик оборудования.

Регистр оборудования представляет собой набор общих данных по оборудованию (заводской номер, дата изготовления, поставки, монтажа, ввода и вывода из эксплуатации, данные по разработчику, изготовителю, поставщику, монтажной организации и т.д.), эксплуатационно-технических характеристик оборудования, данных по заменам оборудования, статистических данных по надежности оборудования, данных по ремонту оборудования, финансово-экономических данных и др. Данные регистра оборудования представляют как статическую информацию (заводской номер, дата монтажа, монтажная организация и т.д.), так и динамическую (данные по наработке и простоям оборудования, плановую дату и вид следующего ремонта и т.д.).

Для учета ресурсных характеристик оборудования система обладает механизмом так называемых счетчиков оборудования. Счетчик оборудования – это некий информационный объект, обладающий двумя состояниями: «включен – выключен». Если счетчик включен, предполагается, что связанное с ним оборудование работает; если выключен – простаивает. Включая или выключая счетчик в зависимости от фактического состояния, связанного со счетчиком оборудования, в результате можно получить временную последовательность состояний счетчика. Перевод счетчика из одного состояния в другое может производиться как в ручном режиме, так и в автоматическом. С одним счетчиком может быть связано несколько единиц оборудования, если оборудование работает синхронно. Имея данные по наработке оборудования всегда можно рассчитать остаточный ресурс оборудования. Указывая причину выключения счетчика (останов оборудования), можно вычислять количество отказов, наработку на отказ и другие показатели надежности оборудования.

Модуль «Аналитическая и информационная поддержка» (АИП) обеспечивает обработку и представление информации системы для проведения анализа и составления отчетов. Обработке подлежит любая информация, сосредоточенная в системе. Это может быть информация, связанная с учетом дефектов оборудования, заявок на выполнение работ по ремонту оборудования, нарядов на производство работ на оборудовании, с ресурсными характеристиками оборудования и т.д. В модуле АИП выполняется разносторонняя обработка информации, и результаты обработки представляются в виде графических диаграмм или таблиц с возможностью включения в документы из пакета MS Office. Характеристики модуля АИП достаточно обширны и разнообразны и, по всей видимости, требуют изложения в отдельном материале.

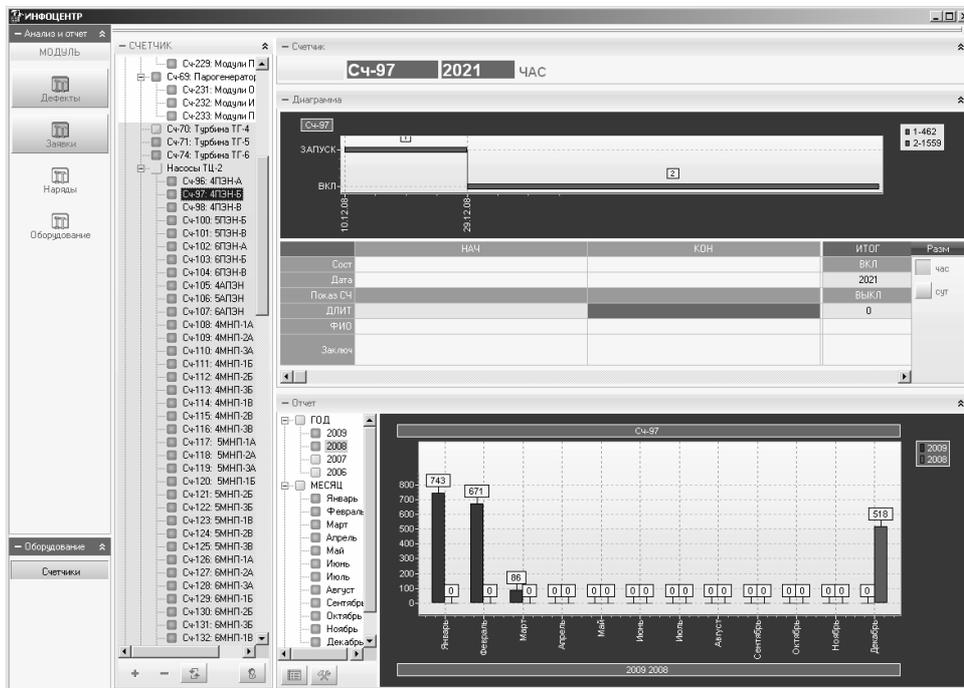


Рис. 2. Фрагмент, демонстрирующий работу счетчика оборудования. Данные, представленные на фрагменте, нереальные

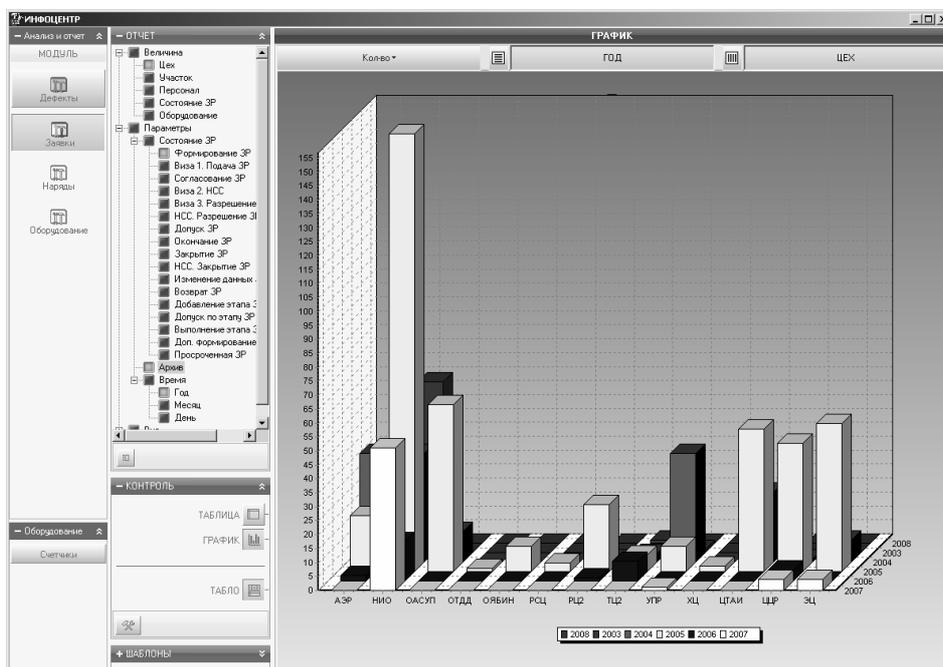


Рис. 3. Фрагмент, демонстрирующий работу модуля аналитической и информационной поддержки. Данные, представленные на фрагменте, нереальные

В качестве демонстрации на рис. 3 представлена одна из возможностей обработки и представления информации, связанной с заявками на выполнение работ по ремонту оборудования.

Поступила в редакцию 30.03.2009

## КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ АКТИВНЫХ ЗОН РОССИЙСКИХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ. СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ

В.С.Агеев, Ю.П.Буданов, А.Г. Иолтуховский,  
М.В.Леонтьева-Смирнова, Н.М.Митрофанова, А.В.Целищев,  
И.А. Шкабура  
*ФГУП ВНИИНМ, г. Москва*



В статье рассматриваются используемые и перспективные классы и марки сталей, применяемые и планируемые для использования в качестве материала оболочек твэлов реакторов БН. Показаны особенности аустенитных хромоникелевых и ферритно-мартенситных сталей. Для достижения более высоких, чем достигнутые, выгораний топлива аустенитные стали могут оказаться непригодными из-за их распухания. Более перспективными считаются практически «нераспухающие» ферритно-мартенситные хромистые стали. Для обеспечения достижения повреждающей дозы на твэл ~180 сна во ФГУП ВНИИНМ разрабатываются, с использованием методов порошковой металлургии, дисперсно-упрочненные 12-процентные хромистые стали (ДУО-стали).

**Ключевые слова:** выгорание, оболочка, повреждающая доза, порошковая металлургия, распухание, сталь.

**Key words:** burnup, cladding, damage dose, powder metallurgy, swelling, steel.

### ВВЕДЕНИЕ

Энергетическая стратегия России на период до 2020 г. предусматривает постепенный ввод новой ядерной технологии на быстрых нейтронах с замыканием ядерного топливного цикла с МОКС-топливом [1]. Дальнейшее развитие атомной энергетики потребует включения в структуру мощностей АЭС быстрых реакторов. В России на Белоярской АЭС с 1980 г. эксплуатируется единственный в мире промышленный реактор на быстрых нейтронах БН-600. В 2012 г. планируется пуск в эксплуатацию 4-го энергоблока Белоярской АЭС с быстрым реактором БН-800. Идет разработка коммерческого натриевого быстрого реактора БН-1800 [2].

В настоящее время для реакторов типа БН в качестве перспективных конструкционных материалов для поэтапного повышения выгорания топлива рассматриваются стали аустенитного и мартенситного классов, включая полученные методом порошковой металлургии (ДУО-стали) [3].

---

© В.С.Агеев, Ю.П.Буданов, А.Г. Иолтуховский, М.В.Леонтьева-Смирнова, Н.М.Митрофанова, А.В.Целищев, И.А. Шкабура, 2009

## АУСТЕНИТНЫЕ ХРОМОНИКЕЛЕВЫЕ СТАЛИ

Главной причиной, сдерживающей повышение выгорания топлива при использовании аустенитных сталей для оболочек твэлов, является их значительное распухание. Это, в свою очередь, обуславливает деградацию кратковременных и длительных механических свойств оболочек.

В качестве базовой для разработки новых сталей аустенитного класса была взята ранее разработанная и хорошо изученная сталь ЭИ847 (табл.1). Она была модифицирована бором (0,005–0,008%) – сталь ЭП172 [3]. На основе стали ЭИ847 была разработана еще одна сталь ЧС68, легированная, помимо бора, также кремнием и титаном – элементами, положительно влияющими на радиационное поведение стали.

Таблица 1

### Химический состав аустенитных нержавеющей сталей [3]

Сталь	Содержание элементов, % масс.											
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Nb	Ti	V	B	P	Ce
ЭИ847	0.04–0.06	<0.4	0.4–0.8	15.0–16.0	15.0–16.0	2.7–3.2	<0.9	–	–	–	<0.02	–
ЭП172	0.04–0.07	<0.6	0.5–0.9	15.0–16.5	14.5–16.0	2.5–3.0	0.35–0.90	–	–	0.003–0.008	<0.02	–
ЧС68	0.05–0.08	0.3–0.6	1.3–2.0	15.5–17.0	14.0–15.5	1.9–2.5	–	0.2–0.5	0.1–0.3	0.002–0.005	<0.02	–
ЭК164	0.05–0.09	0.3–0.6	1.5–2.0	15.0–16.5	18.0–19.5	2.0–2.5	0.1–0.4	0.25–0.45	0.15 расч.	0.001–0.005	0.010–0.030	0.15 расч.

Новая сталь рассматриваемого класса ЭК164 имеет более высокое содержание никеля и комплексно легирована титаном, ниобием, ванадием, бором, кремнием, фосфором и церием [4].

Ионное облучение сталей ЭП172 и ЭК164 в идентичных условиях показало, что распухание первой в четыре раза выше.

Разработка радиационно стойких сталей ведется с учетом следующих структурных факторов, контролирующих распухание [5–7]:

- твердорастворный фактор, определяемый концентрацией в твердом растворе матрицы легирующих (прежде всего, Ni) и примесных элементов (C, Nb, Ti, B, Si и др.), которые формируют комплексы «точечный дефект-примесь» с измененными характеристиками диффузии;
- фактор фазовой нестабильности, проявляющийся в образовании частиц выделений, природа, состав, объемная доля, морфология и локализация которых во многом определяют процесс зарождения и роста пор;
- дислокационный фактор, когда холодная деформация (15–30%) увеличивает плотность дислокационных стоков точечных дефектов и позволяет существенно задержать начало интенсивного образования пор.

Структурные факторы, контролирующие распухание, определенным образом взаимосвязаны и оказывают влияние друг на друга. Поэтому задача повышения радиационной стойкости аустенитных сталей является оптимизационной задачей. Результаты послереакторных исследований [8] показали, что подход, основанный на использовании указанных факторов, позволил существенно снизить распухание аустенитных сталей (рис. 1). По результатам исследований в качестве штатного материала оболочки твэла реактора БН-600 с 1989 г. была рекомендована сталь ЧС68 х.д.

Анализ данных по распуханию оболочек твэлов из стали ЧС68 х.д. на разных стадиях освоения этого материала показал, что все данные распадаются на два

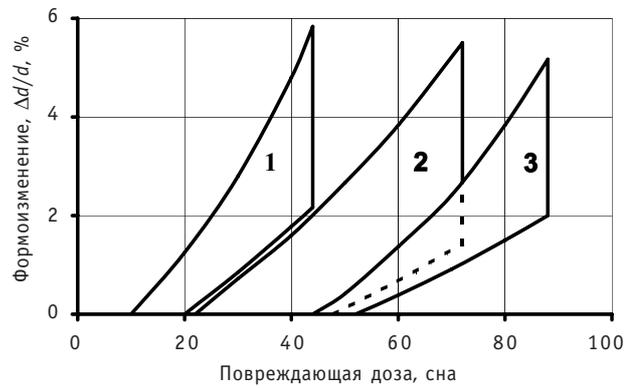


Рис. 1. Зависимость формоизменения оболочек твэлов реактора БН-600 от дозы облучения: 1 – сталь ЗИ847 А; 2 – сталь ЗИ847 х.д.; 3 – ЧС68 х.д. [8]

массива (рис.2). Первый массив данных, полученный на экспериментальных ТВС, и второй массив, относящийся к штатным ТВС и показывающий значительно большую скорость распухания [9].

За время производства труб из стали ЧС68 сменилось три завода-изготовителя: сначала – трубный завод в г. Днепропетровск, затем ОАО «ПНТЗ», в настоящее время трубы производятся на ОАО «МСЗ». Оборудование и технологии изготовления труб на заводах различны.

Было обнаружено [9], что по сечению трубной заготовки имеется химическая неоднородность, которая наследуется при дальнейшем трубном переделе. Это проявляется в виде ликвационной полосчатости структуры и зеренной неоднород-

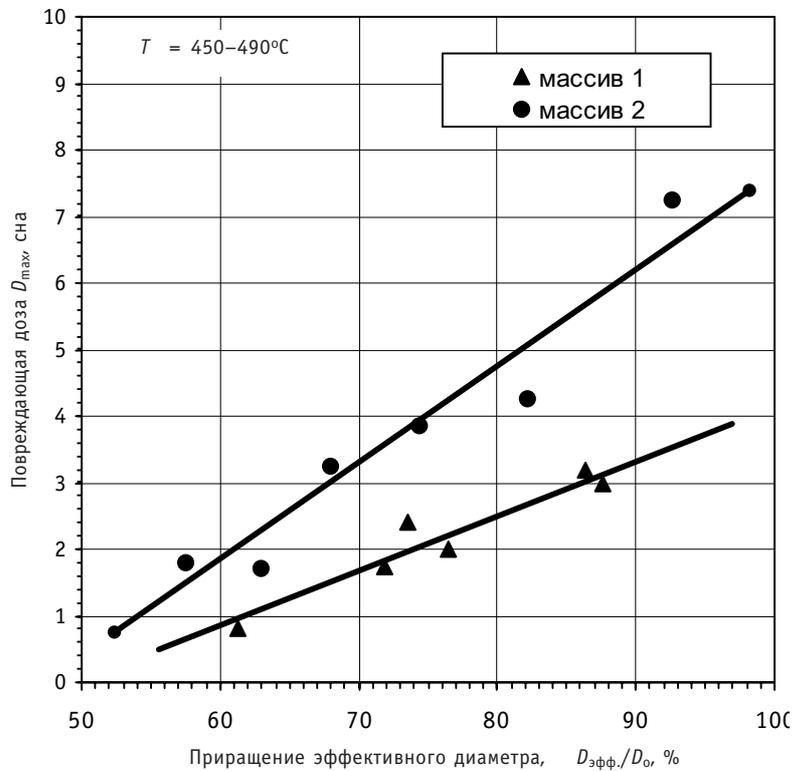


Рис. 2. Зависимость формоизменения оболочек твэлов из стали ЧС68 от повреждающей дозы [9]

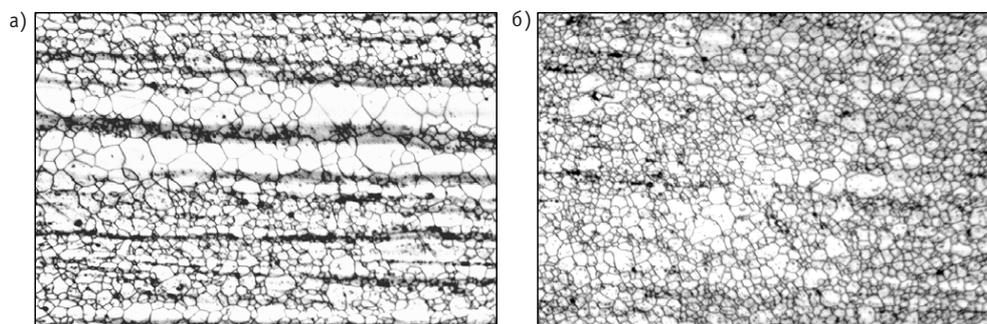


Рис. 3. Микроструктура труб из стали ЧС68 (x220): а) после штатного отжига; б) с применением диффузионного отжига

ности материала (рис. 3а).

Методом микрорентгеноспектрального анализа установлено, что появление полос обусловлено наличием неоднородности химического состава, прежде всего, по молибдену и титану. С целью устранения подобной структуры было решено использовать операцию диффузионного отжига на передельной трубе. Как следует из рис. 3б, применение диффузионного отжига позволяет существенно повысить однородность структуры материала труб.

Основными требованиями к оболочкам для твэлов быстрых реакторов на этапе дореакторных исследований является обеспечение высокой длительной прочности и пластичности. Для сравнительных испытаний на жаропрочность были изготовлены трубчатые образцы из стали ЧС68 х.д. с различными технологическими вариантами изготовления. Кривые длительной прочности труб из стали ЧС68 х.д. приведены на рис. 4 [9]. Как видно из приведенных на рисунке данных, наибольшей длительной прочностью при температуре 700°C обладали трубы, изготовленные с использованием диффузионного отжига и короткооправочного волочения (КОВ).

Эффективность предложенных способов оптимизации структуры и повышения работоспособности оболочек твэлов из стали ЧС68 х.д. было необходимо подтвердить экспериментально.

В качестве инструмента контроля и оценки качества оболочек твэлов используется методология по облучению в БН-600 и исследованию «реперных» ТВС. Результаты исследований показывают, что оболочки твэлов из стали ЧС68 х.д., изго-

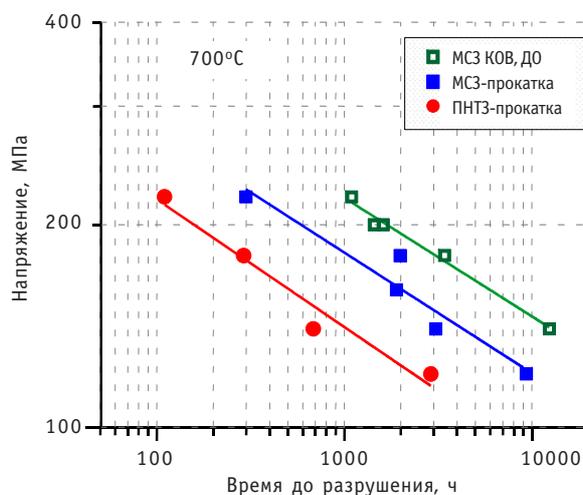


Рис. 4. Длительная прочность труб 6,9×0,4 из стали ЧС68 х.д. [9] DL2-1.doc

товленные по усовершенствованной технологии, имеют в 1,5 раза меньшее распухание по сравнению с оболочками, поставляемыми ранее.

Результаты дореакторных и послереакторных испытаний позволили определить направления повышения радиационной стойкости оболочек твэлов из стали ЧС68 за счет оптимизации их структуры и усовершенствования технологии изготовления [9]:

- оптимизация режимов термообработки труб промежуточных и предготовительного размеров;
- внедрение диффузионного отжига (ДО) на передельной трубе.

Технологический маршрут холодной деформации труб из стали ЧС68 с использованием волочения на короткой оправке приведен в табл. 3 [9].

В настоящее время на реакторе БН-600 проводятся эксперименты по обоснованию работоспособности оболочечных сталей аустенитного класса: сталь ЧС68 до ~ 90 сна, сталь ЭК164 до ~ 110 сна.

Для достижения более высоких выгораний аустенитные стали могут оказаться непригодными из-за их распухания при высоких повреждающих дозах. Основные усилия материаловедов поэтому направлены на исследование практически «нераспухающих» 12-процентных хромистых сталей.

### ФЕРРИТНО-МАРТЕНСИТНЫЕ 12-ПРОЦЕНТНЫЕ ХРОМИСТЫЕ СТАЛИ

Впервые 12-процентная хромистая сталь ЭП450 для чехлов ТВС и оболочек твэлов активных зон быстрых реакторов была предложена в начале 70-х годов [10]. Преимуществом сталей этого класса является более высокое по сравнению со сталями аустенитного класса сопротивление распуханию, высокотемпературному охрупчиванию и радиационной ползучести [11]. Недостатком этих сталей по сравнению с аустенитными является более низкая жаропрочность, склонность к низкотемпературному охрупчиванию и недостаточная коррозионная стойкость при длительном хранении в воде бассейнов выдержки.

С 1989 г. ферритно-мартенситная сталь ЭП450 рекомендована в качестве штатного материала чехлов ТВС. Использование этой стали для чехлов ТВС (96×2 мм) и стали ЧС68 х.д. для оболочек твэлов (6,9×0,4 мм) надежно обеспечило безотказную работу реактора БН-600 при выгорании 11,2% т.а. и повреждающей дозе 82 сна. Есть все основания предполагать, что чехлы ТВС из стали ЭП450 не будут лимитировать достижение более высокой глубины выгорания топлива.

В качестве материала оболочки, обеспечивающего работу твэла до повреждающих доз ~140 сна, рассматриваются жаропрочные комплексно-легированные 12-процентные хромистые стали ЭК181 и ЧС139 [12–13]. Стали ЭК181 и ЧС139 прошли освоение в металлургической промышленности, начато освоение производства из них особоотонкостенных труб. Эти стали отличаются от стали ЭП450, прежде всего, дополнительным легированием углеродом, вольфрамом, некоторым сни-

Таблица 2

### Химический состав мартенситных нержавеющей сталей [3]

Сталь	Содержание элементов, % масс.											
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Nb	V	B	W	Ti	Ta
ЭП450	0.10–0.15	<0.6	<0.6	12.0–14.0	<0.3	1.2–2.8	0.25–0.55	0.1–0.3	0.004	–	–	–
ЭК181	0.10–0.20	0.3–0.5	0.5–0.8	10.0–12.0	<0.1	<0.01	<0.01	0.2–1.0	0.003–0.006	1.0–2.0	0.03–0.3	0.05–0.2
ЧС139	0.18–0.20	0.2–0.3	0.5–0.8	11.0–12.5	0.5–0.8	0.4–0.6	0.2–0.3	0.2–0.3	0.003–0.006	1.0–1.5	0.03–0.3	–

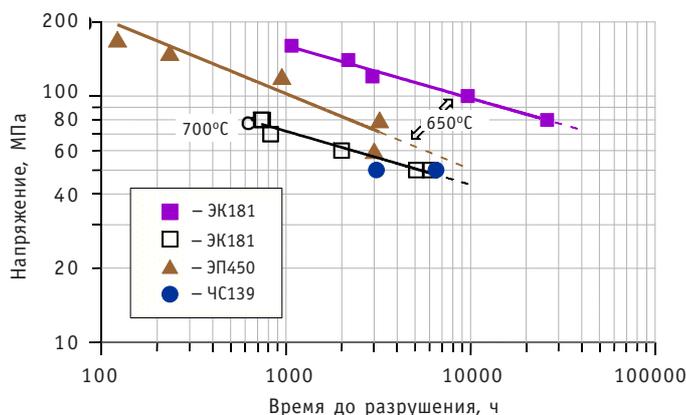


Рис. 5. Длительная прочность сталей ЭП450, ЭК181 и ЧС139 при температурах 650 и 700°C

жением содержания хрома (табл. 2). Такое легирование обеспечивает стабильность упрочняющих фаз, устойчивость к рекристаллизационным процессам и повышает характеристики жаропрочности по сравнению со сталью ЭП450 (рис. 5). Результаты исследований облученных в реакторе БОР-60 ( $T_{обл.} = 320^\circ\text{C}$ , повреждающая доза 8 сна) образцов стали ЭК181 свидетельствуют о сохранении после облучения приемлемого уровня ударной вязкости и пластичности [14]. Полученные к настоящему времени результаты показывают перспективность применения жаропрочных сталей типа ЭК181 и ЧС139 в качестве оболочечного материала твэлов реакторов БН.

Продолжаются радиационные испытания и исследования стали ЭК181 в реакторе БОР-60. Предполагается, начиная с 2009 г., проведение в реакторе БН-600 эксперимента по облучению двух материаловедческих ТВС (ТВСМ) с образцами сталей ЭК181, ЧС139 и их модификаций до максимальной повреждающей дозы ~140 сна.

Для обеспечения достижения повреждающей дозы на твэл ~180 сна во ФГУП ВНИИНМ разрабатываются, с использованием методов порошковой металлургии, дисперсно-упрочненные 12-процентные хромистые стали (ДУО-стали). Необходимое повышение характеристик ползучести и длительной прочности достигается упрочнением матрицы дисперсными частицами окислов иттрия и титана.

Таблица 3

**Маршрут холодной деформации труб из стали ЧС68 с использованием волочения на короткой оправке [9]**

№ п/п	Размер труб, мм	Операция
0.	∅ 65	Исходная трубная заготовка
1.	57 × 8,5	Обточка, сверление, расточка
2.	42 × 4,8	Прокатка, ДО
3.	28 × 2,6	Прокатка, т.о.*
4.	18 × 1,5	Прокатка, т.о.
5.	11,6 × 0,82	Прокатка, т.о.
6.	7,2 × 0,48	Прокатка, т.о.
7.	6,9 × 0,4	Волочение, х.д.

т.о.\* – термообработка

Таблица 4

**Результаты испытаний на термическую ползучесть плоских образцов 50×10×2 мм из сталей ЭП450 и ЭП450 ДУО [15]**

Материал	Температура испытания, °С	Напряжение, МПа	Скорость ползучести, %/ч
ЭП450	650	140	$1,2 \cdot 10^{-2}$
ЭП450 ДУО	650	140	$2,4 \cdot 10^{-4}$
ЭП450	700	120	9,1
ЭП450 ДУО	700	120	$1,8 \cdot 10^{-3}$

На основании мирового и имеющегося во ФГУП ВНИИНМ собственного опыта по порошковой металлургии была опробована следующая технологическая схема получения ДУО ферритно-мартенситной стали на основе стали ЭП450 [15]:

- получение порошка стали матричного состава (ЭП450) центробежным распылением расплава из вращающегося гарниссажного тигля в атмосфере гелия высокой чистоты;
- механическое легирование полученного порошка мелкодисперсными (40–80 нм) частицами  $Y_2O_3$  и титаном в вибрационном высокоэнергетическом аттриторе, обеспечивающее деформационное растворение оксида иттрия и титана в решетке матричной стали;
- виброзаполнение капсул полученной порошковой смесью до плотности ~ 60%, дегазация при  $T = 500^\circ\text{C}$  в течение 3 ч, герметизация капсул электронно-лучевой сваркой в вакууме;
- горячая экструзия ( $T \sim 1150^\circ\text{C}$ ) капсул с порошком в горячепрессованный прутки с вытяжкой не менее 10 с последующей механической обработкой; при горячей экструзии происходит образование и выделение из решетки матричной стали частиц сложных наноксидов иттрия и титана с высокой концентрацией.

Проведена оценка деформационной способности стали ЭП450 ДУО. Показано, что данная сталь сохраняет достаточно высокое удлинение после холодной деформации до 60%. На основании этого выбран маршрут прокатки труб размером 6,9×0,4 мм с промежуточными термическими обработками.

Испытания на термическую ползучесть были проведены на плоских образцах размером 50×10×2 мм, вырезанных из чехловой трубы (сталь ЭП450) и из горячекатаной пластины (сталь ЭП450 ДУО) (табл. 4). Несмотря на некоторую разнородность, неравномерность в распределении оксидных частиц и наличие небольшой доли достаточно крупных нерастворившихся оксидов скорость термической ползучести стали ЭП450 ДУО была на два порядка меньше скорости термической ползучести стали ЭП450 [15].

В конце 2006 г. во ВНИИНМ была получена первая опытная партия особотонкостенных труб размером 6,9×0,4 мм из стали ЭП450 ДУО. Структура полученных труб состоит из областей с рекристаллизованными зернами размером от 10 до 25 мкм и субзернами размером от 0,1 до 3 мкм (рис. 6а). Внутри зерен и субзерен наблюдаются равномерно распределенные оксиды (рис. 6б), гистограмма распределения которых по размерам представлена на рис. 7. Средний размер оксидных частиц составляет ~7 нм, а концентрация ~ $10^{16}$  см<sup>-3</sup>.

Значительный объем работ направлен на отработку технологии изготовления и комплексные дореакторные исследования твэльных труб из ДУО-сталей ферритно-мартенситного класса и их сварных соединений. Идет подготовка к реакторным испытаниям материалов этого класса на БН-600 в составе двух ТВСМ до мак-

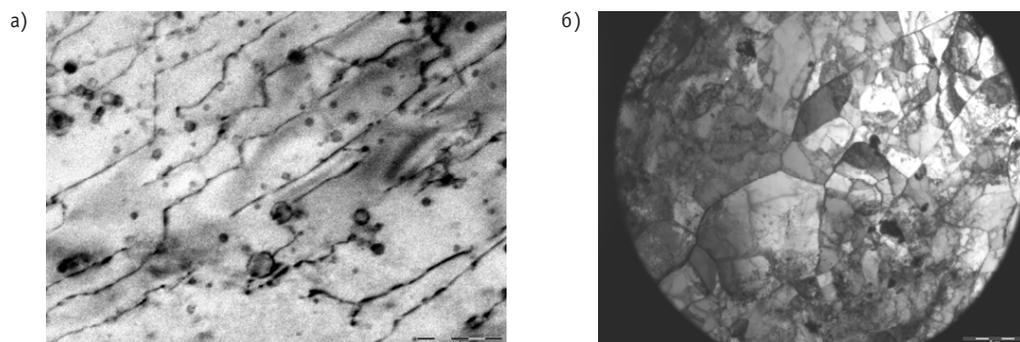


Рис. 6. Зернистая структура (а) и оксиды (б) в оболочечной трубе из стали ЭП450 ДУ0 [15]

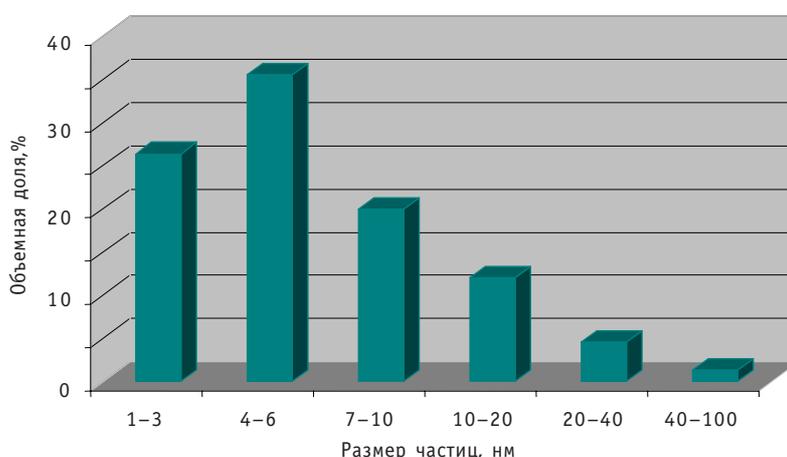


Рис. 7. Распределение оксидных частиц по размерам в образце оболочечной трубы из стали ЭП450 ДУ0 [15]

симальной повреждающей дозы ~ 140 сна.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Увеличение глубины выгорания топлива в реакторах БН сдерживается вакансионным распуханием оболочек твэлов из аустенитных хромоникелевых сталей при высоких повреждающих дозах. В настоящее время на реакторе БН-600 проводятся эксперименты по обоснованию работоспособности оболочечных сталей аустенитного класса: сталь ЧС68 до ~ 90 сна, сталь ЭК164 до ~ 110 сна.

2. Повышение работоспособности оболочек твэлов быстрых реакторов до повреждающих доз ~140 сна решается путем применения новых 12-процентных хромистых мартенситных сталей типа ЭК181 и ЧС139. Для экспериментальной проверки их использования планируется, начиная с 2009 г., проведение на реакторе БН-600 облучения двух ТВСМ до максимальной повреждающей дозы ~ 140 сна.

3. С целью обеспечения работоспособности оболочек твэлов реакторов БН до повреждающих доз ~ 180 сна начаты работы по разработке жаропрочных хромистых ДУ0-сталей. Проводятся отработка технологии изготовления и комплексные дореакторные исследования твэльных труб из ДУ0-сталей ферритно-мартенситного класса и их сварных соединений. Идет подготовка к реакторным испытаниям

материалов этого класса на БН-600 в составе двух ТВСМ до максимальной повреждающей дозы ~ 140 сна.

### Литература

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI в. – М.: ФГУП «ЦНИИАтоминформ», 2001.
2. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Камаев А.А. и др. Перспективный натриевый быстрый реактор БН-1800, удовлетворяющий требованиям ядерной энергетики XXI века//Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – Вып. 5. – С.335-342.
3. Ватулин А.В., Целищев А.В. Конструкционные стали для активной зоны реакторов на быстрых нейтронах//МиТОМ. – 2004. – №11. – С. 13-19.
4. Солонин М.И., Иолтуховский А.Г., Бибилашвили Ю.К. и др. Проблемы создания и модификации нержавеющей сталей для деталей активных зон ядерных реакторов на быстрых нейтронах и термоядерного реактора синтеза//Физика и химия обработки материалов. – 2001. – №5. – С. 5-13.
5. Garner F.A. Irradiation performance of cladding and structural steels in liquid metal reactors, in Materials Science and Technology, Nuclear Materials, v. 10A, VCH, Weinheim, 1994, p. 420-543.
6. Воеводин В.Н., Неклюдов И.М. Эволюция структурно-фазового состояния и радиационная стойкость конструкционных материалов. – Киев: Наукова думка, 2006.
7. Целищев А.В., Агеев В.С., Буданов Ю.П. и др. Развитие и применение микроструктурного подхода для создания радиационно-стойких сталей аустенитного класса//ВАНТ. Материаловедение и новые материалы. – 2006. – Вып. 1(66). – С. 304-312.
8. Мальцев В.В., Огородов А.Н., Росляков В.Ф. и др. Опыт эксплуатации твэлов и ТВС реактора БН-600/Труды Международной конф. по радиационному материаловедению (Алушта, 1990). – Т. 4. – С. 105-112.
9. Баканов М.В., Чуев В.В., Крюков О.В. и др. Оптимизация структурного состояния материала оболочечных труб из стали ЧС68 в холоднодеформированном состоянии//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1. – С. 139-145.
10. Решетников Ф.Г., Романев В.В., Медведева Е.А. и др. Разработка радиационно стойких нержавеющей сталей для чехлов ТВС реакторов на быстрых нейтронах/Труды Международной конф. по радиационному материаловедению (Алушта, 1990). – Т. 3. – С. 41-46.
11. Dvoriashin A.M., Porollo S.I., Konobeev Yu.V., Garner F.A. Influence of high dose neutron irradiation on microstructure of EP-450 ferritic-martensitic steel//Journal of Nuclear Materials. – 2004. – V. 329-333. – P. 319-323.
12. Leonteva-Smirnova M.V., Ioltukhovskiy A.G., Arutunova G.A. et al. Investigation of heat treatment conditions on the structure of 12% chromium reduced activation steels// Journal of Nuclear Materials. – 2002. – V. 307-311. – P. 466-470.
13. Chernov V.M., Leonteva-Smirnova M.V., M.M. Potapenko et. al. Structural Materials for Fusion Power Reactors – the RF R&D Activities//Nuclear Fusion. – 2007. – 47. – P. 839-848.
14. Леонтьева-Смирнова М.В., Агафонов А.Н., Ермолаев Г.Н. и др. Микроструктура и механические свойства малоактивируемой ферритно-мартенситной стали ЭК181 (RUSFER – EK181)//Перспективные материалы. – 2006. – №6. – С.40-51.
15. Ageev V.S., Leontyeva-Smirnova M.V., Nikitina A.A., Safronov B.V., Chukanov A.P., Tsvelev V.V., Potapenko M.M., Sagaradze V.V. Development of ODS ferritic-martensitic steels for innovative nuclear fast breeder reactors/International Symposium «Structural Materials for Innovative Nuclear Systems», Karlsruhe, Germany, 2007.

Поступила в редакцию 27.04.2009

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### УДК 621.039.526

*BN-600 Liquid Metal Reactor – Main Features and Operating Experience/N.N. Oshkanov, P.P. Govorov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 14 pages, 4 tables, 7 illustrations. – References, 5 titles.*

The main design features of the BN600 liquid metal fast reactor, its advantages and disadvantages, the technical and economic indicators achieved for 29 years of operation and the operating experience from the main sodium equipment are considered. The incidents and events involving the reactor power reduction are presented. The actions aimed at extending the operating lifetime of BN600 are highlighted.

### УДК 621.039.526

*Utilization of the Beloyarsk NPPs Experience in the Field of the Nuclear Superheating when Developing the Nuclear Reactors of the New Generation with the Increased and Supercritical Parameters of Coolant/A.A. Petrov, A.A. Romenkov, O.A. Yarmolenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 6 titles.*

The article discusses the issues of the utilization of the Beloyarsk NPPs experience in the field of the nuclear superheating for the justification of the presently developed reactors with the supercritical coolant parameters.

### УДК 621.039.526

*On-line Failure Diagnosis and Vibration Reliability of the BN-600 Power Unit Primary and Secondary Sodium Pumps/E.Yu. Badanin, V.A. Drozdenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 4 illustrations. – References, 5 titles.*

The article presents separate examples of the on-line analysis and failure diagnosis of the vibration conditions of the large components of the BN-600 power unit primary and secondary sodium pumps. The interrelation and the influence of the process parameters on the vibration reliability of the functioning of the units are considered.

### УДК 621.039.526

*Trial Use of the JOKER Software Package for the Justification of the Safe BN-600 Reactor Operation under Transients/E.V. Balakhnin, A.V. Gavrilov, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 3 titles.*

The article presents the Beloyarsk NPP work on the development of the JOKER software package database of the actual equipment of the BN600 reactor designated for the justification of the safe operation of the reactor under transients. The example of the calculation of the actual parameters of the primary sodium pump and the fragment of the database on equipment are given.

### УДК 621.039.564.5

*Vibroacoustic Methods of the Location of the Leak of the Irradiated Fuel Cooling Ponds/A.I. Beltyukov, P.P. Govorov, V.A. Drozdenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 6 illustrations. – References, 3 titles.*

This paper presents the results of the conducted investigation in support of the location of the leak on the basis of the vibroacoustic signals emerging during the liquid leak. The auxiliary devices and the ways of the installation of the sensors are discussed.

**УДК 621.039.526**

*Experience of Utilization at BN-600 of the Methods of the Check and Failure Diagnosis of the Measurement Circuits of the In-Reactor Coolant Temperature Monitoring without their Dismantling/V.P. Zabegaev, A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 4 tables. – References, 1 title.*

The article presents the methods of the «current average» and «binary regressions» used to calibrate and diagnose the failures of the measurement circuits without dismantling of the temperature transducers for the BN600 reactor. The results of the calibration of the sodium temperature measurement circuits in the period from 2003 to 2008 are given. The positive experience of the methodology utilization has been assessed.

**УДК 621.039.564.5**

*Methodology of the Location of the Failed Stage during the Development of the Water-Sodium Reaction in the Modular Steam Generator named PGN-200M/A.A. Kuznetsov, P.P. Govorov, Yu.V. Nosov, A.P. Karavaev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 2 titles.*

The article considers the way of the location of the failed stage when the indications of the water-sodium reaction emerge in the PGN-200M modular staged steam generator of the BN600 power unit. The selection of the diagnostic parameters used to locate the failed stage is justified. Various alternative locations of the water-sodium reaction have been simulated.

**УДК 621.039: 504.064**

*Radiation Safety of the General Public and Environment in the Area of the Beloyarsk NPP Site. A.V. Ladeishchikov, A.V. Shonokhov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 3 pages, 3 illustrations. – References, 4 titles.*

The environmental radiation surveillance in the area of the Beloyarsk NPP site is traditionally given specified attention. The surveillance data quoted in this article show that the level of the Beloyarsk NPP radiation impact both upon general public and environment is within the limit of the unconditionally acceptable risk.

**УДК 621.039.526: 621.039.51**

*Forming the Model of the BN-600 Reactor Core using the Hephaestus Fuel Archive for the SYNTES Code/ E.V. Balakhnin, A.V. Gavrillov, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 4 pages, 4 illustrations. – References, 3 titles.*

The article presents the first stage of the forming of the SYNTES software computational model of the BN600 reactor core, i. e. the organization of the transfer of the existing model of the core from the Hephaestus fuel archive to the temporal database.

**УДК 621.039.526: 621.039.51**

*Support by Calculation to the Reactor Testing of the Test Sub-Assemblies for Production of argon-37/V.V. Golovin, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 3 tables. – References, 4 titles.*

In support to the BN600 in-reactor tests of the sub-assemblies for the production of argon-37 the computational and the experimental investigations were conducted. The goal of the work, i. e. the manufacture the neutrino source of 400 kCi activity, was achieved.

**УДК 621.039.526: 621.039.51**

*Additional Method of the Determination of the Anticipated Position of Shimming Rod KS1-18 of the BN-600 reactor of the Beloyarsk NPP under the critical conditions/V.A. Zhyoltyshev, A.A. Lyzhin, V.A. Shamansky, Yu.S. Khomyakov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica»*

*(Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 4 tables, 1 illustration. – References, 9 titles.*

For nearly 30-year history of the Beloyarsk NPP BN600 reactor operation a complex of the calculational and experimental measures to monitor the neutron characteristics of the reactor core has been worked through. Nevertheless undoubtedly the development of the acceptable methods of the monitoring of neutron characteristics is an important task for ensuring the reliable and safe operation of the BN600 reactor.

This paper presents the rationale of the additional method of the determination of the anticipated position of shimming rod KS1-18 under the critical conditions after reload of the core components on the basis of the experimental data for the period from cycle 39 to cycle 56. In combination with the existing method the above-mentioned method allows one to reliably determine the position of shimming rod KS1-18 under the critical conditions, improve safety and efficiency of the BN600 reactor operation.

#### **УДК 621.039.56**

*Determination of the worth of the Beloyarsk NPP BN600 reactor control rods taking into account the power reactivity effect/A.A. Ivanov, S.Yu. Mitrofanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 4 pages, 1 table, 2 illustrations. – References, 3 titles.*

The article presents both the results of the determination of the worth of the control rods taking into account the power reactivity effect as of the beginning of cycle 56 and the influence of the power reactivity effect on the integral characterization of the bank of the shimming rods.

#### **УДК 621.039.56**

*Use of the Pulse Circuit of the Reactivity Monitoring during the Beloyarsk NPP BN-600 Reactor Neutron Measurements/A.A. Ivanov, S.Yu. Mitrofanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 3 tables, 5 illustrations. – References, 3 titles.*

The article presents both the procedure of introducing the dead time correction for fulfilment of the neutron measurements and the results of the determination of the control rod worth using the pulse circuit of the reactivity monitoring.

#### **УДК 621.039.526: 621.039.51**

*Simplified Methodology of the Calculation of the Physical Characteristics of the Irradiated BN-600 Reactor Europium Control Rods/A.I. Karpenko, V.I. Ogleznev, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 4 titles.*

On the basis of the experience of the calculation of the physical characteristics of the spent control rods with the europium absorbers of the BN600 reactor the simplified methodology for the quick evaluation of the main characteristics of these rods has been developed. This methodology can be applied for the evaluation of the physical characteristics of the europium control rods not only of the BN600 reactor but also other fast reactors (including those under design).

#### **УДК 621.039.564**

*The System of the Recording of the Position of the Control Rods without the use of the Selsyns/N.N. Oshkanov, O.A. Potapov, Yu.V. Nosov, M.T. Telichko, A.P. Yuzhakov, I.S. Pomortsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 1 title.*

The design of the system of the recording of the control rod position without use of the selsyns, its technical characteristics as well as the monitoring of the system operation are presented. The accuracy of the measurements is evaluated. The forms and ways of the presentation of the information on the control rod positions are shown. The results of the trial operation for two years show the possibility to use the existing modification of the system.

**УДК 621.039**

*Implementation of the Decommissioning Programmes of Beloyarsk NPP Power Units 1 and 2/N.N. Oshkanov, V.F. Roslyakov, B.I. Chubarov, V.A. Makhov, E.A. Vinivitin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 7 pages, 5 illustrations. – References, 9 titles.*

The article overviews the generalized list of the work presently in hand under the programmes of the decommissioning of Beloyarsk NPP power units 1 and 2.

**УДК 621.039:519.7**

*Development of the optimal algorithms of the NPP decommissioning using the methods of mathematical simulation/O.L. Tashlykov, A.N. Seseikin, S.E. Shcheklein, A.G. Chechentsov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 2 tables, 1 illustration. – References, 8 titles.*

The required scope of the source information on the radiation background in the power unit premises for the development of the systems of the optimal NPP decommissioning planning is determined.

The ways are proposed to increase the efficiency of utilization of the obtained information on the radiation background for optimization of the sequence of the dismantling of the radioactive equipment by means of the mathematical simulation in order to minimize exposure and material costs.

**УДК 621.039.526**

*Research into the Temperature Behaviour of the Irradiated Fuel Sub-Assemblies of the First Phase of the Beloyarsk NPP under the conditions of the «Dry» Storage/S.V. Bogatov, V.P. Zabegaev, A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 4 illustrations. – References, 4 titles.*

The article presents the computational and the experimental investigations of the temperature behaviour of the standard cask holding thirty five irradiated fuel sub-assemblies under the dry storage in the process pit. Research showed that the heat-up due to the residual heat did not cause the excessive growth of temperature even under the conditions of the complete absence of the heat removal by ventilation.

**УДК 621.039.548**

*Methodology and Results of the Operational Calculation of the Temperature of the Fuel in the Fuel Pins of the BN-600 Reactor Fuel Sub-Assemblies/S.V. Bogatov, M.G. Kireev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 2 tables, 6 illustrations. – References, 9 titles.*

The article presents the methodology of the determination of the peak fuel temperature and computational investigations of the temperature behaviour of the fuel in the fuel pins of the fuel sub-assemblies of various types during the BN600 reactor operation. The effect of the sodium uranate in the gap between fuel and cladding of the fuel pin on the heat transfer processes is considered.

**УДК 621.311.25:621.039**

*Features of the Vibration Conditions of the Pumping Units of the Primary Sodium Pumps of the BN-600 Power Unit under the conditions of Two-Loop Operation/E.Yu. Badanin, P.P. Govorov, V.A. Drozdenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 4 pages, 2 illustrations. – References, 5 titles.*

The article presents the results of the investigation of the vibration conditions of the pumping components of the primary sodium pumps under the two-loop operation of the power unit. The comparative analysis has been conducted, and the distinctive features of the conditions of the pumping component operation under these circumstances have been found.

**УДК 621.311.25: 621.039**

*Visualization of the Database on the Off-Normal Operation of Beloyarsk NPP Power Unit 3/P.P. Govorov, I.M. Krysanterev, A.M. Tuchkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 4 pages, 3 illustrations. – References, 1 title.*

The article briefly presents the code called «BN-600 archive» which allows one to quickly and clearly obtain the information on the off-normal operation of Beloyarsk NPP power unit 3 throughout its operating period.

**УДК 621.311.25: 621.039**

*Gidropress Development Centres Experience of Working in the Field of the Extension of the BN-600 NPP Steam Generator Lifetime and Tasks of the Development of the Steam Generators for New Fast Reactor Power Units/V.V. Denisov, M.D. Lyakisheva, V.I. Karsonov, N.B. Trunov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 8 pages, 4 illustrations.*

The article presents the work of the Gidropress development centre both on the evaluation of the residual lifetime and lifetime extension of the BN-600 power unit PGN-200M steam generators. The strength of the metal structures is justified, the recommendations are given on the seismic resistance improvement. The imperfection of the standing regulatory base is noted, the measures to correct this situation are highlighted. The positive operating experience from the BN-600 steam generators as well as the results of research into condition of the SG critical components accumulated a lot of running hours enable to confidently change over to the new generation of the large steam generators, thus considerably improving the technical and economic characteristics for the perspective designs of the fast reactor power units.

**УДК 621.311.25: 621.039**

*Analysis of the Dynamics of Hydrogen Ingress to Secondary Sodium after the Replacement of the Steam Generator Stages of the BN-600 Power Unit/Yu.V. Nosov, G.N. Tsygankov, A.I. Karpenko, A.A. Kuznetsov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 10 pages, 4 illustrations. – References, 3 titles.*

The article presents the methodology of the calculation of the rate of the ingress of hydrogen into secondary sodium of the BN-600 power unit. The sources and the mechanism of the hydrogen ingress after the replacement of a lot of the PGN-200M steam generator stages within the scope of work on the power unit operation lifetime extension are defined.

**УДК 621.311.25: 621.039**

*13. Development of the System of the Digital Recording of the BN-600 Reactor Secondary Sodium Pump Speed/M.T. Telichko, P.P. Govorov, I.S. Pomortsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 4 illustrations.*

The article considers a digital system of the recording of the BN-600 power unit secondary sodium pump speed which complements the standard one.

**УДК 621.039.542**

*Verification of the Operability of the Reactor Sub-Assemblies after Operation in the BN-600 Cores. The Second Modification of the Equipment of the Hot Cell/M.V. Bakanov, A.V. Nenakhov, V.V. Chuev, I.S. Dudnichenko, O.N. Lelikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 20 pages, 2 tables, 14 illustrations. – References, 5 titles.*

The current state of the methodological support to the post irradiation verification of the operability of the reactor sub-assemblies and their components implemented in accordance with the requirements of the regulations related to the nuclear safety of the nuclear plant reactors. The methodology of the verification is based on the experience of those mass primary post irradiation examinations of the condition of the sub-assemblies after operation in the

reactor BN-600 that have been performed in the spent fuel cooling pond and in the hot laboratory of Beloyarsk NPP power unit 3. This paper presents the main results of the second modification of the process and experimental equipment of the hot cell of BN600 carried out after the year of 2000, and further perspectives of the development of the on-site verification complex are discussed.

**УДК 621.039.542**

*Justification by Calculation of the Safe Post Irradiation Handling of the BN-600 Reactor Core Components/V.V. Golovin, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 5 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 1 title.*

The article shows the possibility of the practical application of the results of the simulation by calculation of the heat-up of the spent BN-600 reactor core components with various decay heat power values for planning and optimizing the conditions of the post irradiation handling of these components.

**УДК 621.039**

*Prediction of the Professional Successfulness when Screening the Candidates for the Potential Executive Positions/A.V. Abdullaeva, N.N. Oshkanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 2 tables, 12 illustrations. – References, 4 titles.*

The paper analyzes the link of the psychodiagnostic criteria obtained when performing psychophysiological examinations with the indicator of success of activities to reveal the propensities of the employees of the company for managerial activities.

**УДК 621.039.58**

*Concept of the Computer System of the Support to the Maintenance of the Equipment at the Nuclear Plant. Management and Safety/A.I. Karpenko, Yu.A. Makhaev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 1 illustration. – References, 3 titles.*

The paper presents main functional modules of the system of the support to the maintenance at a NPP.

**УДК 621.039.58**

*Main Modules of the System of the Support to the Maintenance of the Equipment at the Nuclear Power Plant. Designation, Presentation, Implementation/A.I. Karpenko, Yu.A. Makhaev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 6 pages, 3 illustrations.*

The paper presents main functional modules of the system of the support to the maintenance at a NPP.

**УДК 621.039.53**

*Structural Materials of the Russian Fast Reactor Cores. Current Situation and Perspectives/V.S. Ageev, Yu.P. Budanov, A.G. Ioltukhovskiy, M.V. Leonteva-Smirnova, N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, I.A. Shkaruba; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2009. – 9 pages, 4 tables, 7 illustrations. – References, 15 titles.*

The article deals with the utilized and the perspective types and grades of the steels applied and planned to be applied as the fast reactor fuel cladding material. The features of the austenitic chromium-nickel and ferritic-martensitic steels are shown. To achieve the fuel burn-up levels higher than the achieved ones the austenitic steels can turn out to be useless because of their swelling. Actually «non-swelling» ferritic-martensitic chromium steels are considered to be more promising. In support to the achievement of the fuel pin damage dose of ~180 dpa the Russian Inorganic Material Research Centre develops the dispersion strengthened 12-% chromium steels using the methods of the powder metallurgy.

## НАШИ АВТОРЫ

**Абдуллаева А.В.** – начальник лаборатории психофизиологического обеспечения Белоярской АЭС.

**Агеев В.С.** – к.т.н., заместитель начальника отдела ОАО «ВНИИНМ».

**Баданин Е.Ю.** – инженер-исследователь 3 категории лаборатории диагностики и моделирования отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Баканов М.В.** – главный инженер Белоярской АЭС.

**Балахнин Е.В.** – инженер-физик 2 категории ядерно-физической лаборатории отдела ядерной безопасности и надежности Белоярской АЭС.

**Бельтюков А.И.** – к.т.н., доцент, заместитель начальника отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Богатов С.В.** – инженер-исследователь 1 категории теплофизической лаборатории отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Буданов Ю.П.** – старший научный сотрудник ОАО «ВНИИНМ».

**Винивитин Е.А.** – ведущий инженер технологической лаборатории реакторно-турбинного цеха №1 Белоярской АЭС.

**Гаврилов А.В.** – ведущий инженер-физик ядерно-физической лаборатории отдела ядерной безопасности и надежности Белоярской АЭС.

**Говоров П.П.** – к.т.н., начальник лаборатории диагностики и моделирования отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Головин В.В.** – инженер-исследователь 1 категории экспериментально-физической лаборатории отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Денисов В.В.** – главный специалист ОАО «ОКБ ГИДРОПРЕСС».

**Дрозденко В.А.** – инженер-исследователь 1 категории лаборатории диагностики и моделирования отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Дудниченко И.С.** – инженер-исследователь 2 категории лаборатории тепловыделяющих сборок отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Желтышев В.А.** – ведущий инженер-физик отдела ядерной безопасности и надежности Белоярской АЭС.

**Забегаяев В.П.** – инженер-исследователь 3 категории теплофизической лаборатории отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Иванов А.А.** – инженер-физик 1 категории ядерно-физической лаборатории отдела ядерной безопасности и надежности Белоярской АЭС.

**Иолтуховский А.Г.** – д.т.н., главный научный сотрудник ОАО «ВНИИНМ».

**Караваев А.П.** – ведущий инженер по управлению блоком №3 Белоярской АЭС.

**Карпенко А.И.** – д.т.н., профессор, начальник отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Карсонов В.И.** – начальник отдела ОАО «ОКБ ГИДРОПРЕСС».

**Киреев М.Г.** – старший инспектор (по ядерной безопасности) Белоярской АЭС.

**Крысантаев И.М.** – инженер-исследователь 2 категории экспериментально-физической лаборатории отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Кузнецов А.А.** – инженер-исследователь 1 категории лаборатории диагностики и моделирования отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Ладейщиков А.В.** – заместитель начальника отдела радиационной безопасности Белоярской АЭС.

**Леликов О.Н.** – старший мастер лаборатории тепловыделяющих сборок отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Леонтьева-Смирнова М.В.** – к.т.н., начальник отдела ОАО «ВНИИНМ».

**Лыжин А.А.** – начальник лаборатории контроля реакторов отдела ядерной безопасности и надежности Белоярской АЭС.

**Лякишева М.Д.** – начальник бюро ОАО «ОКБ ГИДРОПРЕСС».

**Махаев Ю.А.** – инженер-исследователь 1 категории теплофизической лаборатории отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Махов В.А.** – начальник технологической лаборатории реакторно-турбинного цеха №1 Белоярской АЭС.

**Митрофанов С.Ю.** – инженер-физик 1 лаборатории контроля реакторов отдела ядерной безопасности и надежности Белоярской АЭС.

**Митрофанова Н.М.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник ОАО «ВНИИНМ».

**Ненахов А.В.** – инженер-электроник 2 категории лаборатории тепловыделяющих сборок отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Носов Ю.В.** – начальник реакторного цеха №2 Белоярской АЭС.

**Оглезнев В.И.** – начальник транспортно-технологического участка реакторного цеха №2 Белоярской АЭС.

**Ошканов Н.Н.** – к.т.н., профессор, заместитель Генерального директора ОАО «Концерн Энергоатом» – директор Белоярской АЭС.

**Петров А.А.** – Главный конструктор энергетических канальных реакторных установок ОАО «НИКИЭТ».

**Поморцев И.С.** – техник по наладке и испытаниям 1 категории теплофизической лаборатории отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Потапов О.А.** – заместитель Главного инженера (по эксплуатации второй очереди) Белоярской АЭС.

**Розенбаум Е.Л.** – начальник теплофизической лаборатории отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Роменков А.А.** – начальник отдела по проектированию атомных реакторов ОАО «НИКИЭТ».

**Росляков В.Ф.** – заместитель Главного инженера (по выводу из эксплуатации) Белоярской АЭС.

**Сесекин А.Н.** – д.ф.-м.н., профессор, заведующий кафедрой прикладной математики Уральского государственного технического университета – УПИ.

**Ташлыков О.Л.** – к.т.н., доцент кафедры «Атомная энергетика» Уральского государственного технического университета – УПИ.

**Теличко М.Т.** – ведущий инженер-исследователь лаборатории диагностики и моделирования отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Трунов Н.Б.** – д.т.н., главный конструктор – начальник отдела ОАО «ОКБ ГИДРОПРЕСС».

**Тучков А.М.** – к.т.н., начальник экспериментально-физической лаборатории отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Целищев А.В.** – д.т.н., главный научный сотрудник ОАО «ВНИИНМ».

**Цыганков Г.Н.** – инженер по управлению вспомогательными системами реакторного цеха №2 Белоярской АЭС.

**Ченцов А.Г.** – д.ф.-м.н., профессор, член-корреспондент РАН, заведующий отделом Института математики и механики УрО РАН.

**Чернов И.А.** – инженер-исследователь 1 категории экспериментально-физической лаборатории отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Чубаров Б.И.** – начальник реакторно-турбинного цеха №1 Белоярской АЭС.

**Чувев В.В.** – д.т.н., начальник лаборатории тепловыделяющих сборок отдела инженерно-технической поддержки эксплуатации Белоярской АЭС.

**Шаманский В.А.** – начальник отдела ядерной безопасности и надежности Белоярской АЭС.

**Шкабура И.А.** – заместитель директора ОАО «ВНИИНМ».

**Шонохов А.В.** – руководитель группы внешнего радиационного контроля отдела радиационной безопасности Белоярской АЭС.

**Щеклеин С.Е.** – д.т.н., профессор Уральского государственного технического университета – УПИ, заведующий кафедрой «Атомная энергетика».

**Южаков А.П.** – заместитель начальника цеха тепловой автоматики и измерений (по ремонту блока №3) Белоярской АЭС.

**Ярмоленко О.А.** – к.т.н., заместитель начальника отдела ОАО «НИКИЭТ».

## OUR AUTHORS

- Abdullaeva A.V.** – chief of the laboratory of the psychophysiological support to the Beloyarsk NPP.
- Ageev V.S.** – holder of first degree awarded on dissertation on technology, deputy department head, open JSC «Russian Inorganic Material Research Centre».
- Badanin E.Yu.** – third category research engineer, failure diagnosis and simulation laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Bakanov M.V.** – chief engineer, Beloyarsk nuclear plant.
- Balakhnin E.V.** – second category physicist, nuclear and physical laboratory, nuclear safety and reliability department, Beloyarsk nuclear plant.
- Beltyukov A.I.** – holder of first degree awarded on dissertation on technology, assistant professor, deputy head of the department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Bogatov S.V.** – first category research engineer, thermal physics laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Budanov Yu.P.** – senior researcher, open JSC «Russian Inorganic Material Research Centre».
- Chentsov A.G.** – holder of second degree awarded on dissertation on physics and mathematics, professor, RAS corresponding member, department head of the Mathematics and Mechanics Research Centre, Ural Branch of RAS.
- Chernov I.A.** – first category researcher, experimental physics laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Chubarov B.I.** – head of reactor and turbine department № 1, Beloyarsk NPP.
- Chuev V.V.** – holder of first degree awarded on dissertation on technology, chief of the laboratory of the fuel sub-assemblies, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Denisov V.V.** – chief expert, open JSC «Gidropress development centre».
- Drozdenco V.A.** – first category research engineer, failure diagnosis and simulation laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Dudnichenko I.S.** – second category research engineer, laboratory of the fuel sub-assemblies, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Gavrilov A.V.** – leading engineer (physicist), nuclear physics laboratory, nuclear safety and reliability department, Beloyarsk nuclear plant.
- Golovin V.V.** – first category researcher, experimental physics laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Govorov P.P.** – holder of first degree awarded on dissertation on technology, failure diagnosis and simulation laboratory head, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Ivanov A.A.** – first category engineer (physicist), nuclear physics laboratory, nuclear safety and reliability department, Beloyarsk nuclear plant.
- Ioltukhovskiy A.G.** – holder of second degree awarded on dissertation on technology, chief researcher, open JSC «Russian Inorganic Material Research Centre».
- Karavaev A.P.** – operator of the Beloyarsk NPP unit 3 steam generator (leading engineer).
- Karpenko A.I.** – holder of second degree awarded on dissertation on technology, professor, head of the department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Karsonov V.I.** – department head, open JSC «Gidropress development centre».
- Kireev M.G.** – senior inspector (in charge of nuclear safety), Beloyarsk NPP.
- Khomyakov Yu.S.** – holder of first degree awarded on dissertation on physics and mathematics, deputy director, Institute of Nuclear Reactors and Nuclear Power affiliated by FSUE «Institute of Physics and Power Engineering».
- Krysantev I.M.** – second category research engineer, experimental physics laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Kuznetsov A.A.** – first category research engineer, failure diagnosis and simulation laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Ladeishchikov A.V.** – deputy head of the radiation safety department, Beloyarsk NPP.
- Lelikov O.N.** – senior foreman, laboratory of the fuel sub-assemblies, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.
- Leonteva-Smirnova M.V.** – holder of first degree awarded on dissertation on technology, department

head, open JSC «Russian Inorganic Material Research Centre».

**Lyakisheva M.D.** – head of the office, open JSC «Gidropress development centre».

**Lyzhin A.A.** – chief of the reactor monitoring laboratory, nuclear safety and reliability department, Beloyarsk nuclear plant.

**Makhaev Yu.A.** – first category research engineer, thermal physics laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.

**Makhov V.A.** – chief of the process laboratory, reactor and turbine department № 1, Beloyarsk NPP.

**Mitrofanov S.Yu.** – first category engineer (physicist), reactor monitoring laboratory, nuclear safety and reliability department, Beloyarsk nuclear plant.

**Mitrofanova N.M.** – holder of first degree awarded on dissertation on technology, leading researcher, open JSC «Russian Inorganic Material Research Centre».

**Nenakhov A.V.** – electronic-related engineer, laboratory of the fuel sub-assemblies, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.

**Nosov Yu.V.** – head of reactor department № 2, Beloyarsk NPP.

**Ogleznev V.I.** – refuelling section head, reactor department No. 2, Beloyarsk NPP.

**Oshkanov N.N.** – holder of first degree awarded on dissertation on technology, professor, director of the Beloyarsk nuclear plant, deputy General Director of the open JSC «Energoatom Concern».

**Petrov A.A.** – designer-in-chief of the channel-type power reactors, open JSC «Research and Development Centre of Power Equipment».

**Pomortsev I.S.** – first category commissioning technician, thermal physics laboratory head, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.

**Potapov O.A.** – deputy chief engineer (in charge of operation of the second phase of the Beloyarsk NPP), Beloyarsk NPP.

**Romenkov A.A.** – head of the nuclear reactor design department, open JSC «Research and Development Centre of Power Equipment».

**Roslyakov V.F.** – deputy chief engineer (in charge of decommissioning), Beloyarsk NPP.

**Rozenbaum E.L.** – chief of the thermal physics laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.

**Sesekin A.N.** – holder of second degree awarded on dissertation on physics and mathematics, professor, head of the department of applied mathematics of the Ural state technical university – UPI.

**Shamansky V.A.** – head of the nuclear safety and reliability department, Beloyarsk nuclear plant.

**Shcheklein S.E.** – holder of second degree awarded on dissertation on technology, professor, head of the department of nuclear power of the Ural state technical university – UPI.

**Shkabura I.A.** – deputy director, open JSC «Russian Inorganic Material Research Centre».

**Shonokhov A.V.** – off-site radiation monitoring group head, radiation safety department, Beloyarsk nuclear plant.

**Tashlykov O.L.** – holder of first degree awarded on dissertation on technology, assistant professor of the nuclear power department of the Ural state technical university – UPI.

**Telichko M.T.** – leading research engineer, failure diagnosis and simulation laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.

**Trunov N.B.** – holder of second degree awarded on dissertation on technology, designer-in-chief, department head, open JSC «Gidropress development centre».

**Tselishchev A.V.** – holder of second degree awarded on dissertation on technology, chief researcher, open JSC «Russian Inorganic Material Research Centre».

**Tsygankov G.N.** – operator of the Beloyarsk NPP reactor department № 2 auxiliary systems (engineer).

**Tuchkov A.M.** – holder of first degree awarded on dissertation on technology, chief of the experimental physics laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.

**Vinivitin E.A.** – leading engineer, process laboratory, reactor and turbine department № 1, Beloyarsk NPP.

**Yarmolenko O.A.** – holder of first degree awarded on dissertation on technology, deputy department head, open JSC «Research and Development Centre of Power Equipment».

**Yuzhakov A.P.** – deputy head of the instrumentation and control department (in charge of maintenance of unit 3), Beloyarsk NPP.

**Zabegaev V.P.** – third category research engineer, thermal physics laboratory, department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.

**Zhyoltyshev V.A.** – leading engineer (physicist), department of the engineering and technological support to the Beloyarsk nuclear plant operation.