

**БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ**

- Г.В. Аркадов, А.И. Трофимов, А.И. Усанов*  
Вибрационные исследования водо-водяных энергетических реакторов на этапах проектирования, ввода в действие, назначенного и продленного сроков эксплуатации ..... 3
- Ю.В. Волков, Д.С. Самохин*  
Метод определения вида и параметров распределений случайных величин по эксплуатационным данным с объектов ядерной энергетики ..... 15
- А.И. Трофимов, В.В. Худаско, А.В. Егоров, М.А. Трофимов, В.Г. Мальнкин, А.Н. Албутов*  
Метод контроля динамических и статических напряжений в трубопроводах АЭС на основе эффекта изменения электрического сопротивления ..... 24

**ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ**

- А.И. Крышев*  
Биологический перенос радионуклидов в экосистеме реки Енисей и оценка дозы облучения природной биоты ..... 31

**ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ**

- В.В. Калыгин, А.П. Малков*  
Особенности обеспечения ядерной безопасности реактора МИР при проведении экспериментов по моделированию аварийных и переходных режимов водоохлаждаемых реакторов ..... 40
- А.А. Семенов, Н.О. Рябов, Н.В. Шукин, В.С. Харитонов*  
Использование модели малой размерности для восстановления поля энерговыделения в активной зоне по показаниям боковых ионизационных камер ..... 47

**ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ**

- П.В. Амосов*  
Оценка накопления радионуклидов в различных зонах модели одиночной трещины ..... 55
- В.В. Коробейников, Б.Б. Тихомиров, А.Н. Чебесков*  
Исследования риска распространения в циклах с расширенным воспроизводством плутония ..... 62
- Т.О. Мишевец, Н.Г. Богданович, Э.Е. Коновалов, Е.А. Грушичева, Г.Н. Петрухина*  
Кондиционирование кубовых остатков АЭС с использованием процессов сорбции, кристаллизации и цементирования ..... 72

**АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ**

- А.В. Безносков, А.В. Назаров, А.А. Молодцов, Т.А. Бокова, О.О. Новожилова, С.Ю. Савинов, В.Л. Химич*  
Экспериментальные исследования трения и изнашивания подшипников скольжения в среде высокотемпературных свинцового и свинец-висмутного теплоносителей ..... 84
- О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, А.А. Кадников*  
Анализ повреждаемости парогенераторов, обогреваемых водой под давлением, с точки зрения контролируемого продления ресурса до замены парогенераторов ..... 93

**ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА**

- Ю.Г. Володин*  
Экспериментальное исследование теплообмена в пусковом режиме энергоустановки ..... 103
- В.И. Мелихов, О.И. Мелихов, Ю.В. Парфенов*  
Оценка неопределенности результатов расчета эксперимента с большой течью теплоносителя ..... 109

**МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

- Е.В. Сулим, О.В. Старков, Н.Г. Богданович, А.Н. Васильева, Е.А. Кочеткова, В.Е. Левченко*  
Обоснование равновесных состояний систем эвтектического сплава натрия, калия, цезия и компонентов влажного воздуха, водорода, кислорода на основе термодинамического анализа ..... 119

## CONTENTS

### SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- G.V. Arkadov, A.I. Trofimov, A.I. Usanov*  
 Vibrating Explorations of VVER-Type Fuel Assembly on Design Stages, Commissioning Assigned  
 and Prolonged of Maintenance Terms ..... 3
- Yu.V. Volkov, D.S. Samohin*  
 Definition Technique Method and Variates Parameters of Distributions on the Objectives Nuclear  
 Energy Technology Service Data ..... 15
- A.I. Trofimov, V.V. Hudasko, A.V. Egorov, M.A. Trofimov, V.G. Malynkin, A.N. Albutov*  
 Technique of Dynamic and Static Strains in Tubing of Atomic Power Station on a Base of Effect  
 of Change of Electrical Resistance ..... 24

### ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

- A.I. Kryshev*  
 Biological Migration of Radionuclides in Ecosystem of the Yenisei River and Estimation of Doses  
 to Aquatic Biota ..... 31

### REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- V.V. Kalygin, A.P. Malkov*  
 Nuclear Safety Features of Reactor MIR during the Experiments on Simulation of Emergency  
 and Transient Conditions of Water-Cooled Reactors ..... 40
- N.O. Ryabov, A.A. Semenov, N.V. Schukin, V.S. Kharitonov*  
 Using of Reduced-Order Model to Reactor VVER-1000 Core Energy Release Field Recovery  
 by Out-Core Neutron Detectors ..... 47

### FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

- P.V. Amosov*  
 Estimation of the Accumulation of Radionuclides in the Different Zones of Model of the Single Fracture ..... 55
- V.V. Korobeynikov, B.B. Tikhomirov, A.N. Chebeskov*  
 Proliferation Risk Assessment in Fuel Cycles with Extended Plutonium Breeding ..... 62
- T.O. Mishevets, N.G. Bogdanovich, E.Y. Kononov, E.A. Grushicheva, G.N. Petrukhina*  
 Conditioning Concentrated Liquid Radwaste of NPP with Use of Sorption, Crystallization  
 and Cementation Processes ..... 72

### NUCLEAR POWER PLANTS

- A.V. Beznosov, A.V. Nazarov, A.A. Molodcov, T.A. Bokova, O.O. Novozhilova, S.U. Savinov, V.L. Khimich*  
 Experimental Study of Friction and Wear Bearing of the Slide in Ambience Hightemperature Leaden  
 and Lead-Bismuth Coolants ..... 84
- O.L. Tashlykov, S.Ye. Sheklein, A.A. Kadnikov*  
 The Pressurized Water Heated Steam Generators Damageability Analysis from the Point  
 of the Controlled Lifetime Prolongation till the Replacement ..... 93

### THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

- U.G. Volodin*  
 Experimental Research Heat Transfer in the Starting Regime of the Energy Plant ..... 103
- V.I. Melikhov, O.I. Melikhov, Yu.V. Parfenov*  
 Uncertainty Evaluation of the Results of the Calculation of the Large Break of Loss of Coolant Accident  
 Experiment ..... 109

### MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- E.V. Sulim, O.V. Starkov, N.G. Bogdanovich, A.N. Vasilyeva, E. A. Kochetkova, V.E. Levchenko*  
 Substantiation of Equilibrium Condition of Systems an Eutectic Alloy of Sodium, Potassium, Cesium  
 and Components of Damp Air, Hydrogen, Oxygen on the Basis of the Thermodynamic Analysis ..... 119

УДК 621.039.56

## **ВИБРАЦИОННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ВОДО-ВОДЯНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ НА ЭТАПАХ ПРОЕКТИРОВАНИЯ, ВВОДА В ДЕЙСТВИЕ, НАЗНАЧЕННОГО И ПРОДЛЕННОГО СРОКОВ ЭКСПЛУАТАЦИИ**

**Г.В. Аркадов\*\* , А.И. Трофимов\* , А.И. Усанов\*\***

*\*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*

*\*\*Всероссийский научно-исследовательский институт атомных электростанций,  
г. Москва*



Проведено обоснование необходимости вибрационных исследований водо-водяных энергетических реакторов на этапах проектирования, ввода в эксплуатацию и в период эксплуатации. Приведены результаты вибрационных исследований реакторов ВВЭР на всех этапах их жизненного цикла.

К настоящему времени сложилась стратегия обоснования и поддержания вибропрочности реакторов ВВЭР, которая предусматривает вибрационные исследования внутрикорпусных устройств (ВКУ) и топливных сборок реакторов на всех этапах их жизненного цикла: от проектирования до продления назначенного срока эксплуатации.

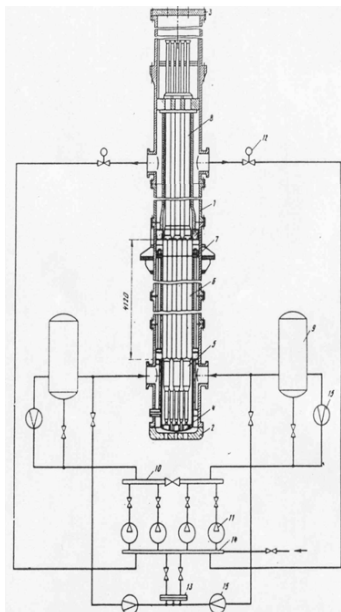
Создание этой стратегии потребовало несколько десятилетий и имеет драматичное начало. При проектировании первого поколения реакторов ВВЭР, как и зарубежных реакторов с водой под давлением, значение гидродинамических возмущающих сил недооценивалось и соответственно не было уделено достаточного внимания вопросам обоснования вибропрочности проектируемого оборудования. Однако уже на этапе ввода в действие головного реактора ВВЭР-1 на Нововоронежской АЭС было обнаружено, что из-за воздействия теплоносителя произошли повреждения сетчатых фильтров во входных коллекторах парогенераторов, а также швов приварки граненого пояса «корзины» реактора [1]. Таким образом, первые же месяцы работы реактора показали, что в проточной части установки действуют значительные (и на тот период неизученные) гидродинамические силы. Последующее десятилетие эксплуатации реакторных установок подтвердило серьезность проблемы, поскольку в эти годы произошел ряд внезапных повреждений оборудования от вибрации в потоке теплоносителя. Достаточно отметить, что только по одному элементу реакторов – тепловому экрану внутрикорпусной шах-

ты – имелись повреждения от вибрации на реакторах PWR в США, реакторе франко-бельгийской АЭС «Сена», а также реакторе Нововоронежской АЭС [2, 3, 4].

Начиная с 70-х годов, обязательным этапом обоснования вибропрочности реакторов ВВЭР стали вибрационные исследования моделей и фрагментов оборудования на этапе его проектирования, которые решали следующие задачи [5, 6, 7]:

- изучение возмущающих гидродинамических сил для выявления основных параметров, характеризующих нестабильность течения; в рамках этого направления работ предусматривалась также оптимизация гидродинамики проточной части реакторных установок для снижения нагрузок на оборудование;
- исследования вибрационных характеристик элементов реакторов: форм и частот их собственных колебаний с учетом присоединенных масс жидкости, а также характеристик демпфирования колебаний;
- анализ фактической вибронегруженности элементов реакторов с оценками их циклической прочности.

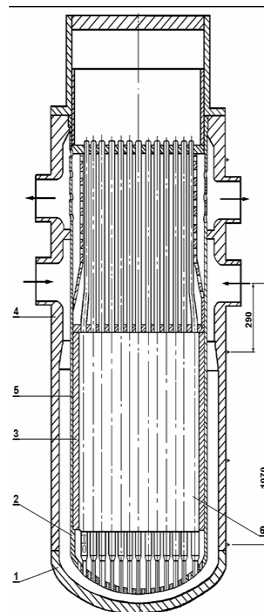
Наиболее обширные и систематизированные вибрационные исследования проведены на стендах организации Главного конструктора ВВЭР. Набор применяемых моделей простирался от упрощенных методических моделей масштаба 1:40 до полномасштабных моделей и фрагментов натурального оборудования (рис. 1). Ши-



Полномасштабные имитаторы тепловыделяющих сборок в составе 7-касметного гидродинамического стенда. Масштаб: 1:1.

Методы исследования:

- ударные нагружения для анализа виброхарактеристик ВКУ;
- применение циркуляционных насосов для анализа вынужденных колебаний;
- применение генератора колебаний для анализа резонансных явлений



Крупномасштабная модель ВВЭР-1000 в составе 4-петлевого гидродинамического стенда. Масштаб: 1:5.

Методы исследования:

- применение электродинамических вибраторов для анализа виброхарактеристик ВКУ;
- применение циркуляционных насосов для анализа вынужденных колебаний;
- применение генератора колебаний для анализа резонансных явлений



Методическая модель реактора для анализа виброхарактеристик. Масштаб: 1:44. Метод исследования: голографическая интерферометрия

Рис. 1. Объекты стендовых вибрационных исследований

рокий спектр моделей определил и широкий класс задач от исследований механизмов возбуждения колебаний до обоснования вибропрочности принятых проектных решений.

Отдельной и важной задачей стендовых испытаний являлось определение вибрационных характеристик оборудования при наиболее вероятных непроектных состояниях: повышенные гидродинамические нагрузки на элементы оборудования, виброизнос его опорных конструкций, изменение условий силового взаимодействия при длительной эксплуатации и т.д. В частности, при вибрационных исследованиях имитаторов ТВС были реализованы такие режимы, как релаксация пружинного блока ТВС, блокировка расхода через ТВС, создание жесткого контура из-за отсутствия азотной подушки в компенсаторе давления и т.д.

Повышенное внимание было также уделено виброхарактеристикам шахты как основного несущего элемента реактора. С этой целью воспроизводились релаксации и износы его опорных узлов. На рис. 2 в качестве примера представлен спектр колебаний шахты при имитации износа нижнего опорного узла. В таком эксперименте проявилась частота балочных колебаний 22 Гц (что соответствует 5 Гц для натурной конструкции), которая практически не возбуждалась при проектных условиях закрепления, но на нее следует ориентироваться при натурном эксплуатационном контроле.

Результаты этого направления работ предопределили возможность и глубину диагностирования оборудования при его последующей эксплуатации.

С другой стороны, ориентация на физические модели как средство анализа и обоснования вибропрочности неизбежно ставит проблему переноса на натурную конструкцию всего массива экспериментальных данных. Это в наибольшей степени относится к анализу вынужденных колебаний.

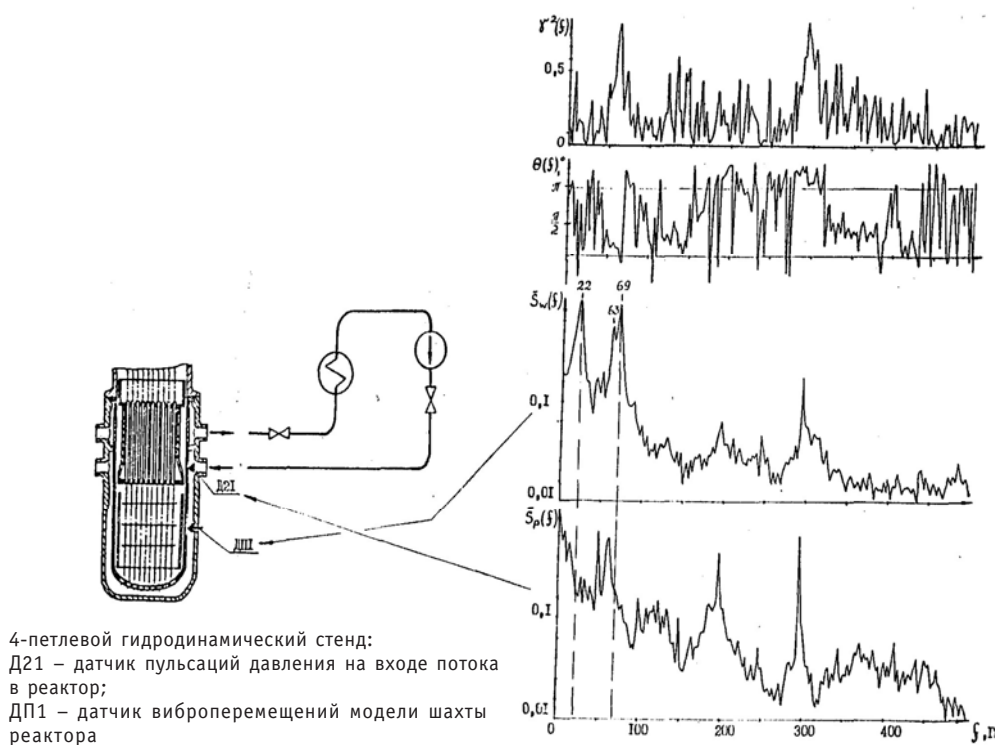


Рис. 2. Результаты взаимного спектрального анализа пульсаций давления и виброперемещений модели шахты при ослаблении крепления опорных узлов

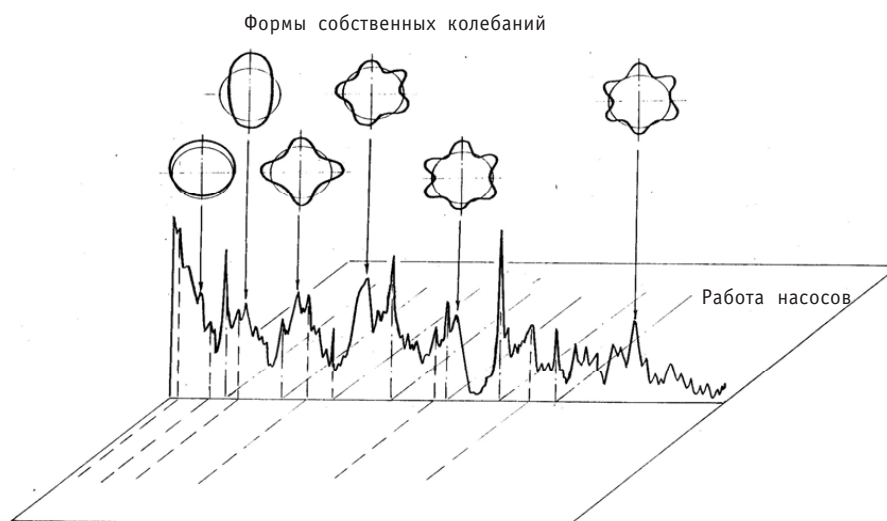


Рис. 3. Спектрограмма вибрационных напряжений в модели шахты с идентификацией источников ее колебаний

По результатам проведенных стендовых исследований было получено, что вибрации внутриреакторного оборудования в потоке теплоносителя являются вынужденными и происходят преимущественно на частотах вынуждающих гидродинамических сил, основными из которых являются следующие (рис. 3):

- собственные колебания теплоносителя в проточной части установки, частоты которых определяются, в первую очередь, геометрией проточной части, а также температурой и плотностью теплоносителя;
- пульсации давления от работы циркуляционных насосов, частоты которых определяются их оборотными характеристиками.

Только при воспроизведении данных характеристик результаты модельных исследований могут быть перенесены на натурную конструкцию с точки зрения ее вибропрочности.

При планировании и проведении стендовых исследований вибрации ВВЭР-1000 предполагалось, что эти трудности будут преодолены применением на стендах генераторов колебаний давления, которые позволяют создать в контуре пульсации давления нужной частоты. В этом случае при наличии данных по частотному составу и интенсивности пульсаций давления в натурной установке появляется возможность применить методику, изложенную в [6], для обоснования вибропрочности ТВС.

#### Основные условия ее применения

1. Постулируется, что ресурсные испытания ТВС должны проводиться при их натурной или несколько большей вибронегруженности.

2. В соответствии с теорией подобия, за меру вибронегруженности конструкции принимается ее отклик на единичные пульсации давления различной частоты  $(\sigma_a / \Delta P_a)_{f_i}$ , где  $\sigma_a$  – амплитуда вибрационных напряжений на частотной составляющей  $f_i$ ,  $\Delta P_a$  – амплитуда пульсаций давления на частотной составляющей  $f_i$ .

3. Проводится анализ натурных данных с определением интенсивности пульсаций давления на характерных частотах  $f_i$ .

4. Перед началом ресурсных испытаний проводится принудительное генерирование пульсаций давления с определением отклика ТВС  $(\sigma_a / \Delta P_a)_{f_i}$  на каждой из характерных частот, а также с определением суммарной вибронегруженности по всем характерным частотам пульсаций давления  $\Sigma(\sigma_a / \Delta P_a)_{f_i}$ .



5. В ходе и после ресурсных испытаний ТВС подтверждается, что достигнутая виброн нагруженность не меньше, чем значение  $\Sigma(\sigma_a / \Delta P_a)_{fi}$ .

Таким образом, надежное обоснование вибропрочности ТВС при стендовых испытаниях может быть обеспечено только при выполнении вышеприведенных условий, основным из которых является знание натуральных гидродинамических нагрузок уже на этапе проектирования оборудования.

При проведении первых виброисследований оборудования казалось, что это условие существенно ограничивает возможности и целесообразность стендовых испытаний. Однако в настоящее время представляется очевидным, что такая «незамкнутость» модельных исследований является дополнительным доказательством того, что виброисследования должны проводиться на всех этапах жизненного цикла РУ, а применяемые методы, этапы и задачи исследований должны взаимно дополнять друг друга.

Исходя из этого постулата, нет необходимости доказывать важность натуральных исследований параметров вибрации. Применительно к ВВЭР в их истории можно выделить несколько этапов.

В первое десятилетие эксплуатации АЭС с ВВЭР натурные исследования параметров вибрации ВКУ проводились выборочно и, как правило, являлись реакцией на очередные повреждения оборудования от вибрации. Из числа первых натуральных исследований следует отметить измерения пульсаций давления и динамических напряжений в элементах реактора АЭС «Ловииза» [6], в ходе которых впервые в практике ВВЭР были получены данные об источниках, характере и интенсивности вибрации оборудования в потоке теплоносителя. Дополнительное звучание натуральный виброконтроль получил с середины 70-х годов, когда произошел ряд отказов ТВС из-за виброизноса. Срочно выполненные на ряде ВВЭР-440 измерения показали, что они происходят при невысоком уровне вибронпряжений, а теплогидравлические характеристики меняются от реактора к реактору [8].

С этого времени необходимым этапом обоснования вибропрочности разрабатываемого оборудования стали натурные вибрационные измерения параметров вибрации ВКУ и ТВС, проводимые на этапе ввода энергоблока в действие.

К моменту ввода в действие головных реакторных установок ВВЭР-1000 сложилась следующая методология применения систем натурального виброконтроля [6, 9, 10]:

- этап пусконаладочных измерений параметров вибрации ВКУ проходит каждый реактор серии, вводимый в эксплуатацию;
- измерения вибраций ВКУ первого реактора серии проводятся по расширенной программе с целью проверки и подтверждения принятых проектных решений, включая оценки вибропрочности ВКУ для назначенного срока службы;
- на остальных вводимых в эксплуатацию установках серии ВВЭР-1000 проводятся контрольные измерения параметров вибрации ВКУ; основной целью таких измерений является экспериментальное подтверждение того, что по условиям изготовления, монтажа и наладки оборудование данной РУ соответствует проектным требованиям и нормам обеспечения прочности.

Таким образом, применительно к реакторам серии ВВЭР-1000 системы пусконаладочных виброизмерений (СПНИ) начинают выступать в качестве средства раннего диагностирования, определяющего техническое состояние оборудования и его готовность к эксплуатации по комплексу вибрационных сигналов. При этом СПНИ были введены в состав проекта реакторных установок и, таким образом, стали необходимым этапом пусконаладочных работ.

Применение систем пусконаладочных виброизмерений в качестве систем раннего обнаружения непроектных состояний оборудования потребовало разработ-

ки методик оперативной оценки зарегистрированных вибросостояний ВКУ как приемлемых либо как аномальных по тем или иным критериям. В последнем случае аномалия должна быть идентифицирована до конкретной неисправности оборудования с прогнозом по ее развитию при дальнейшей эксплуатации.

Поскольку аномалии в состоянии оборудования должны выявляться на ранней стадии их возникновения, оценка приемлемости вибросостояний внутриреакторного оборудования не должна базироваться на предельных состояниях оборудования. Представляется, например, нецелесообразным ориентироваться на критерии циклической прочности и виброизноса, т.к. в таком случае аномальное состояние будет выявляться на этапе нарушения прочности и целостности оборудования, что недопустимо.

В этой связи для оценки приемлемости зарегистрированных вибросостояний ВКУ необходимо установить более жесткие нормативные значения параметров вибрации ВКУ (в виде диагностических порогов и уставок), которые при безусловном выполнении критериев циклической прочности накладывают дополнительные ограничения на уровень параметров вибрации.

Применительно к ВКУ реакторов ВВЭР-1000 разработка таких нормативных (контрольных) значений параметров вибрации выполнена на основе многофакторного дисперсионного анализа результатов измерения пульсаций, динамических напряжений и вибраций в трех головных реакторах ВВЭР-1000.

Как известно, схема многофакторного дисперсионного анализа с наличием параллельных наблюдений позволяет либо выявить статистически значимые отличия в сравниваемых величинах, либо (в противном случае) обобщить сопоставляемые величины и указать доверительный интервал их изменения.

Согласно схеме принятого дисперсионного анализа, в таких обобщенных данных интенсивность каждой частотной составляющей будет являться верхней границей доверительного интервала их изменения в индивидуальных реакторах. Другими словами, полученные обобщенные спектрограммы характеризуют вибронагруженность всех трех головных реакторов. Примеры обобщенных спектрограмм представлены на рис. 4.

Учитывая, что к моменту проведения описываемого дисперсионного анализа элементы трех головных реакторов набрали без каких-либо повреждений до  $3 \cdot 10^{10}$  циклов нагружения, обобщенные спектрограммы (рис. 4) можно рассматривать как контрольные (допускаемые) значения параметров вибрации ВКУ реакторов ВВЭР-1000.

Полученные контрольные значения были введены в состав критериев проекта реакторов ВВЭР-1000 и на протяжении многих лет используются для оперативной приемки результатов пусконаладочных вибрационных измерений. В ряде случаев (на блоке 2 Южно-Украинской АЭС, на блоке 1 Хмельницкой АЭС) с использованием контрольных значений были оперативно выявлены и устранены нештатные условия закрепления и нагружения ВКУ [9].

Таким образом, совместно со стендовыми исследованиями пусконаладочные вибрационные измерения стали необходимым этапом обоснования вибропрочности ВКУ и ТВС для заданного срока эксплуатации.

Возможно этих мероприятий было бы достаточно при условии и гарантии, что по ходу промышленной эксплуатации энергоблоков не привносятся какие-либо факторы, изменяющие вибросостояния реакторов. Между тем опыт эксплуатации ВВЭР показывает, что традиционно проводимые во время ремонтов мероприятия (замена выемных частей ГЦН, замена отработавших ресурс элементов крепления шахты и т.д.) значительно меняют характеристики вибронагруженности реакторов.



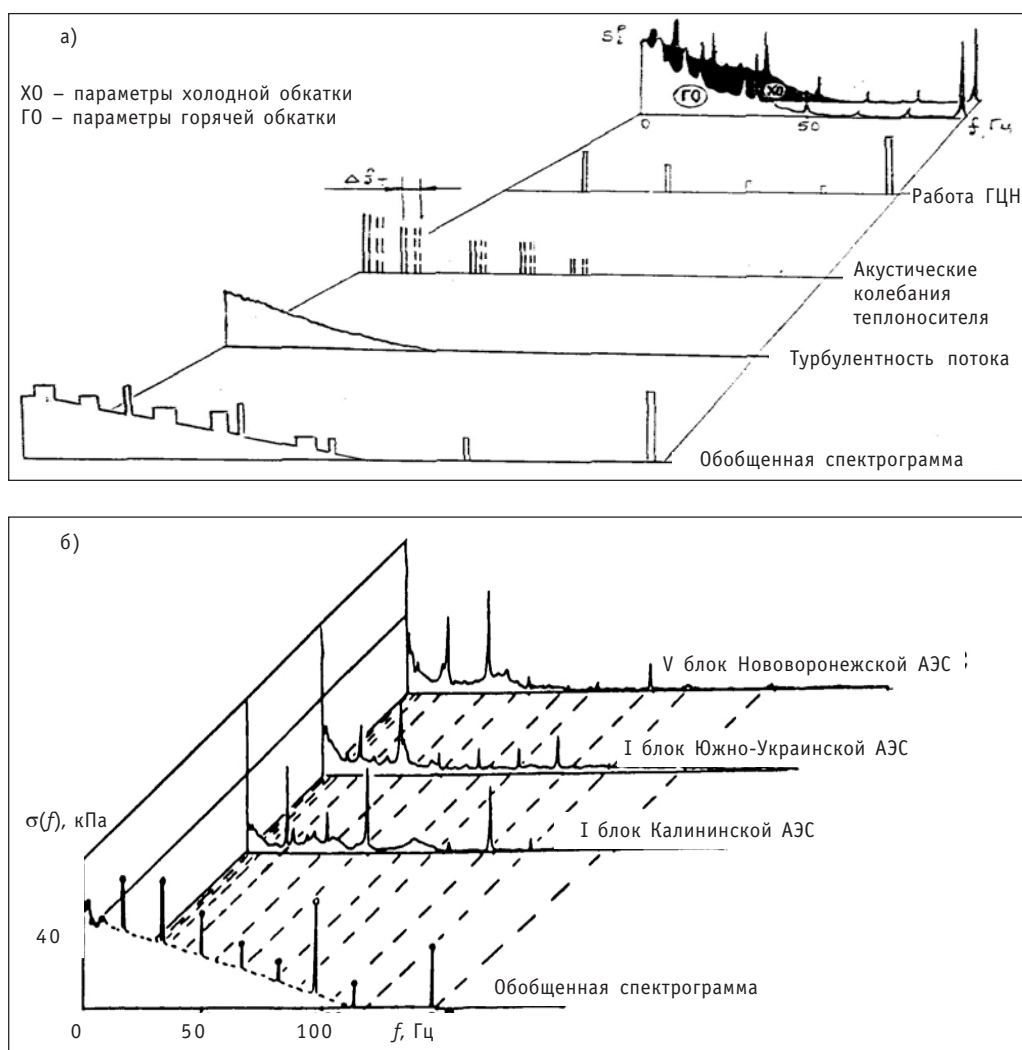


Рис. 4. Обобщенные спектрограммы параметров вибрации головных ВВЭР-1000: а) пульсации давления; б) вибрационные напряжения

Очевидно, что и постепенный износ узлов крепления внутриреакторного оборудования при его длительной эксплуатации меняет вибронегруженность и может сделать непредставительными те оценки вибропрочности, которые проводились на этапе ПНР.

С учетом этих обстоятельств, в последнее десятилетие на реакторах ВВЭР начали внедряться системы мониторинга вибраций ВКУ.

Типовая схема вибромониторинга реакторной установки с ВВЭР-440 показана на рис.5 и представляется оптимальной, поскольку, с одной стороны, учитывает датчиковую оснащенность и опыт стендовых вибрационных исследований и пусконаладочных виброизмерений, а, с другой стороны, ориентирована на раннее выявление наиболее вероятных непроектных состояний оборудования. Практически такая же схема вибромониторинга принята и по реакторам серии ВВЭР-1000.

Очевидно, что аппаратная часть вибромониторинга должна дополняться методиками диагностирования, а также расчетным анализом свободных и вынужденных колебаний в качестве средства поддержки систем мониторинга.

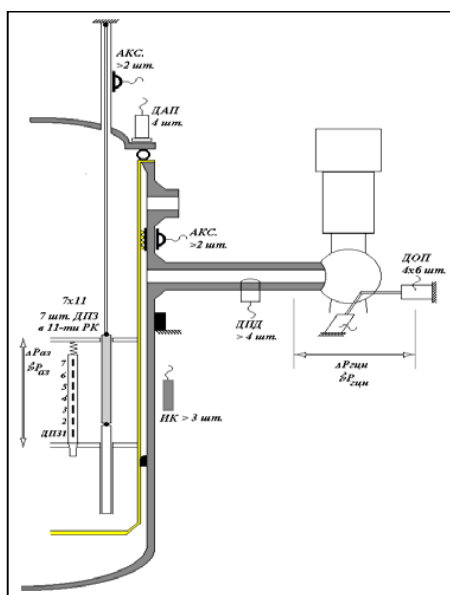


Рис. 5. Схема установки датчиков системы виброшумовой диагностики ВВЭР-440

Эффективность такого набора средств вибродиагностики может быть показана на примере комплекса работ по снижению вибронегруженности ВКУ и рабочих кассет реактора №2 Кольской АЭС [11].

Работа выполнялась в рамках продления назначенного срока эксплуатации энергоблока №2.

На первом этапе были выполнены измерения вибрации ВКУ и рабочих кассет. Полученные данные сравнены с архивом виброизмерений, накопленным КолАЭС за более чем 10-летний срок эксплуатации системы SUS поставки фирмы «Сименс».

По результатам анализа было установлено, что за последние годы произошло ухудшение вибросостояния внутрикорпусной шахты, которая является основным несущим элементом реактора и которая во многом определяет вибросостояния других элементов ВКУ и топлива.

Ухудшение вибросостояния шахты проявилось в снижении преимущественных частот ее колебаний с одновременным нарастанием на величину до 60% амплитуд вибрации (рис. 6), что указывало на ослабление крепления шахты в опорных конструкциях.

Для объяснения причин изменения вибросостояний ВКУ был проведен расчетный анализ виброхарактеристик ВКУ с применением конечноэлементной модели реактора ВВЭР-440/230 (рис. 6). Расчеты заключались в определении частот и форм собственных колебаний шахты для различных условий ее закрепления, включая моделирование износа трех основных элементов крепления: нижнего шпоночного узла, зоны разделителя потока и упругих элементов прижатия торца шахты к корпусу (рис. 7). По результатам расчетов был сделан вывод о возможном износе крепления шахты в зоне разделителя потока. (Заметим в скобках, что такой вывод мог бы быть усилен экспериментальными оценками исходных виброхарактеристик ВКУ ВВЭР-440 по результатам стендовых испытаний. К сожалению, в период проектирования ВВЭР-440 такие задачи перед исследователями не ставились).

На этом же этапе был проведен дополнительный анализ проектных требований по условиям закрепления шахты, а в период очередного ППР силами персонала АЭС выполнены обмеры всех узлов закрепления шахты.

По результатам проведенного комплекса работ подтвердилось предположение об износе разделительного бурта корпуса реактора. В связи с этим в ППР-2003 было выполнено восстановление проектного закрепления шахты в указанной зоне.

Одновременно с этим в плановом порядке и на основе результатов виброшумовых измерений был снижен на 5% расход теплоносителя через реактор.

Проведенные после ППР-2003 виброшумовые измерения ВКУ и топливных сборок показали эффективность выполненных мероприятий (см. рис.7): уровень вибрации шахты и рабочих кассет снизился примерно в 4 раза с восстановлением частотного спектра вибраций шахты и соответствующим улучшением частотного спектра колебаний рабочих кассет.

Помимо большой практической значимости, комплекс выполненных на Кольс-

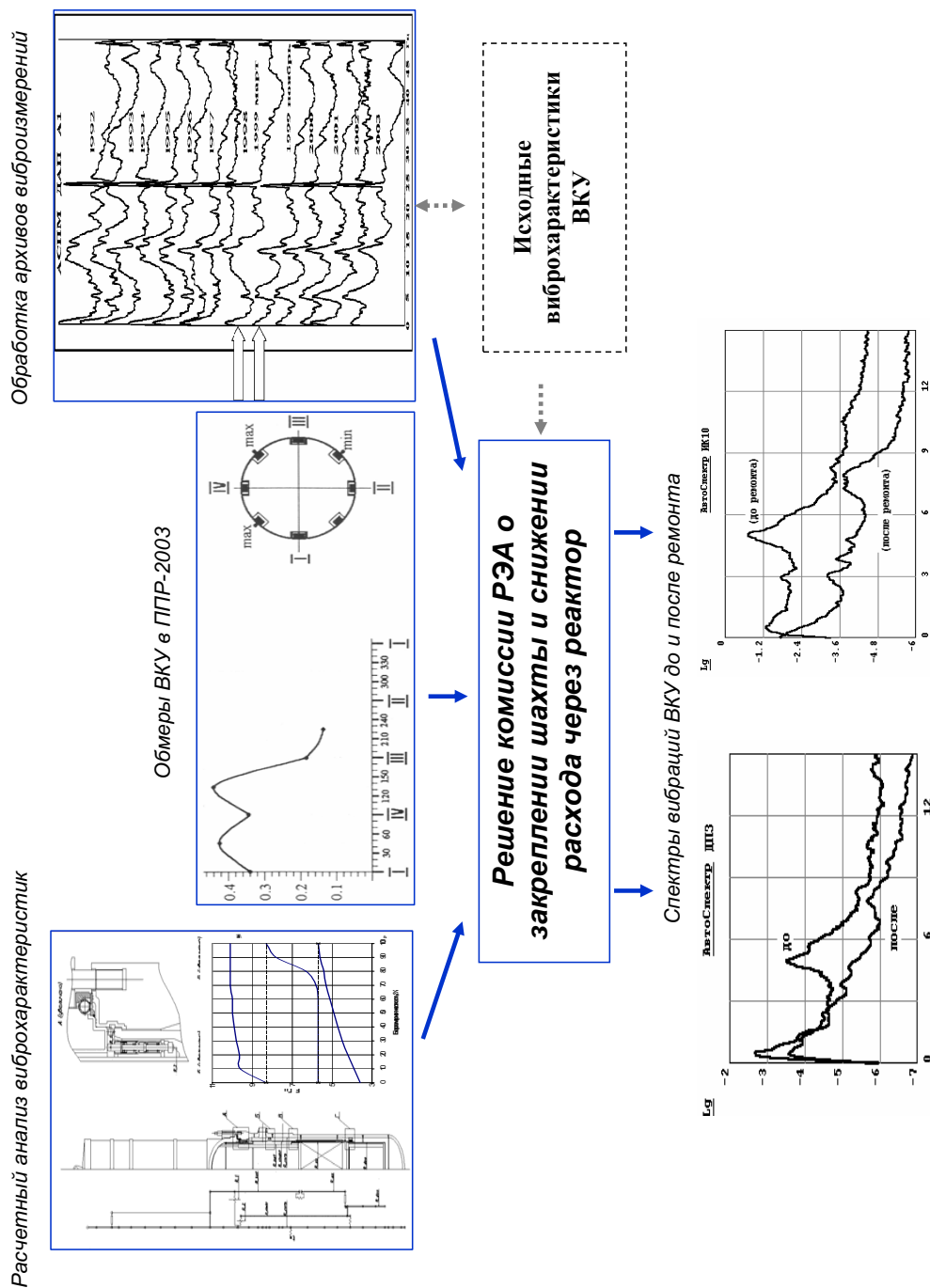


Рис. 6. Состав работ по снижению виброн нагруженности ВКУ и ТВС блока 2 КолаЭС

кой АЭС работ позволил существенно расширить представления о вибрации внутриреакторного оборудования в потоке теплоносителя.

В частности, доказано, что вибронгруженность внутриреакторного оборудования можно характеризовать упрощенными схемами балочных колебаний шахты реактора, частоты и формы которых меняются в зависимости от условий закрепления.

Кроме того, опыт выполненных по реакторам Кольской АЭС работ позволяет на новом уровне говорить о нормах вибрации внутриреакторного оборудования. Как и в случае пусконаладочных виброизмерений, за контрольные параметры вибрации следует принять реальные спектрограммы пульсаций давления и вибраций. Однако некоторый формализм обобщенных спектрограмм пусконаладочных измерений (который и в целом свойственен подходам сигнатурной диагностики) по реакторам Кольской АЭС может быть снят в силу того, что в ходе этого комплекса работ сынтетрированы многочисленные физические эффекты, а также установлена физически обоснованная взаимосвязь вибраций ВКУ с реальным состоянием опорных конструкций шахты.

Это дает возможность сформировать набор эталонных спектрограмм, доверительные интервалы в которых определяются на основе физических соображений:

- результатов расчетного анализа виброхарактеристик, ограничивших допускаемые изменения характерных частот возможностью перехода с одной формы колебаний на другую;
- учетом изменения интенсивности нейтронных шумов по ходу топливной кампании в зависимости от концентрации борной кислоты;
- результатов статистического объема экспериментальных данных, выявивших реальные погрешности оценки амплитуд колебаний оборудования на собственных частотах.

В качестве примера на рис. 7 и в табл. 1 представлены эталонная спектрограмма колебаний шахты реактора №2 с указанием характерных частот, подлежащих мониторингу, и полученных доверительных интервалов.

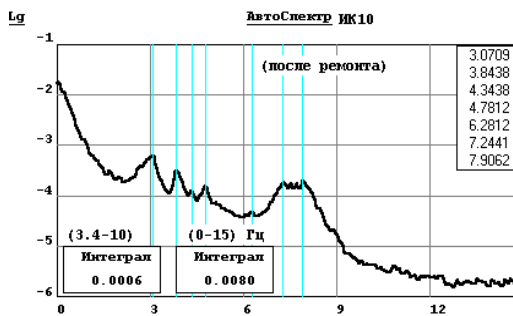


Рис. 7. Эталонная спектрограмма

Таблица 1

Контролируемые частоты, Гц	3,8	7,0	8,0
Первый порог по допускаемому сдвигу частот, Гц	0,2	0,5	0,3
Второй порог по допускаемому сдвигу частот, Гц	0,5	1,0	0,8
Допускаемая амплитуда, мкм	110 ± 2		

Наличие двух пороговых значений (по нарастанию амплитуд и по сдвигу частот маятниковых колебаний шахты) позволяет распространить предлагаемые нормативные значения и на другие энергоблоки с реактором В-230, в частности, на блок 1 КолАЭС. Там преимущественные колебания шахты наблюдаются на частотной составляющей 5.8 Гц, что свидетельствует об ослаблении нижнего опорного узла шахты реактора. Однако спектр колебаний шахты остается неизменным в течение всего 10-летнего срока наблюдений. Таким образом, на блоке 1 не имеется второго признака аномального вибросостояния – сдвига частот колебаний шахты в пределах 0,2–0,5 Гц относительно текущего состояния.

В заключение необходимо отметить, что полученные натурные данные используются не только для решения задач по конкретному контролируемому оборудованию (например, в определении возможности и условиях продления назначенного срока службы), но и для обоснования решений по проектируемому оборудованию. В частности, полученные на действующих реакторах данные по частотному составу вибрации топливных сборок в настоящее время широко используются при стендовых испытаниях модернизированных конструкций ТВС и при создании новых конструкций ТВС.

Это позволяет еще раз подтвердить ранее сделанный вывод о том, что виброисследования должны проводиться на всех этапах жизненного цикла энергетических реакторов, а применяемые методы, этапы и задачи исследований должны взаимно дополнять друг друга (рис. 8).

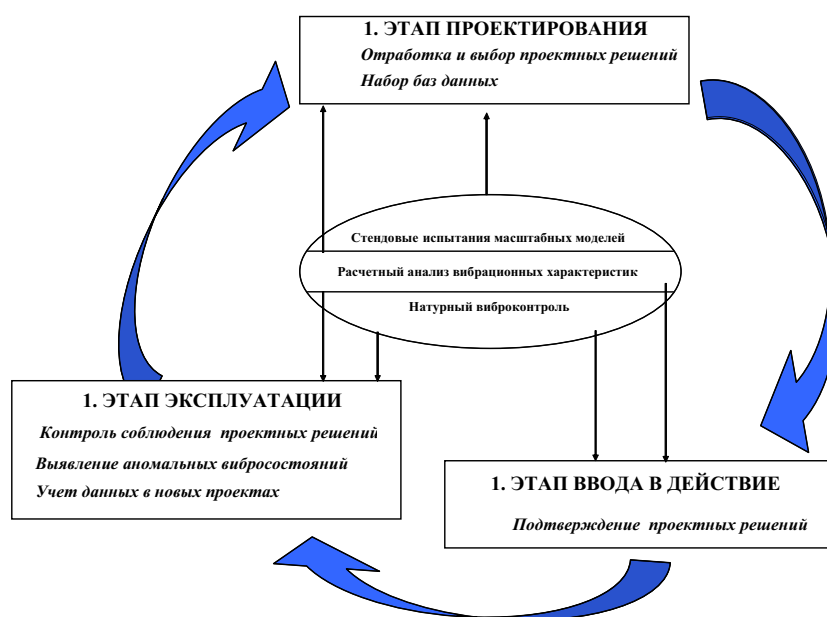


Рис. 8. Цели, задачи и методы анализа вибраций на различных этапах жизненного цикла реактора ВВЭР

### Литература

1. Денисов В.П., Драгунов Ю.Г. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. – М.: ИздАТ, 2002.
2. Assedo R., etc. Model Experimentation and Analysis of Flow-Induced Vibrations of PWR Internals // Nucl. Eng. and Des. – 1974. – V. 27. – № 3.
3. Sweeny F., Fry D. Thermal Shield Support Degradation in Pressurized Water Reactors // Flow-Induced Vibration. – 1986. – PVP. – V. 104.
4. Овчинников Ф.Я. и др. Эксплуатация реакторных установок Нововоронежской АЭС. – М.: Атомиздат, 1972.
5. Абрамов В.В., Гусаров А.А., Каплунов С.М. Современное состояние и направления исследования динамических напряжений и деформаций в атомных реакторах / Динамические напряжения и деформации в элементах энергетического оборудования. – М.: Наука, 1977.
6. Махутов Н.А., Фролов К.В., Стекольников В.В. и др. Экспериментальные исследования деформаций и напряжений в водо-водяных энергетических реакторах. – М.: Наука, 1990.
7. Вереземский В.Г. и др. Динамические экспериментальные исследования на крупномасштабной модели первого контура АЭС / Динамические характеристики и колебания элементов энергетического оборудования. – М.: Наука, 1980.

8. Федоров В.Г. и др. Исследование колебаний кассет АРК/Динамические деформации в элементах энергетического оборудования. – М.: Наука, 1987.

9. Дранченко Б.Н., Усанов А.И., Хайретдинов В.У. Обоснование эксплуатационной надежности ВВЭР-1000 по результатам пусконаладочных измерений // Литовская акад. наук. Энергетик. – 1991. – № 2(6).

10. Махутов Н.А. и др. Методы и результаты исследований напряженного состояния реакторной установки ВВЭР-1000 при эксплуатации // Международный центр научной и технической информации. – 1992. – Вып. 36.

11. Овчаров О.В., Павелко В.И., Усанов А.И., Аркадов Г.В., Аникеев Ю.А., Никитенко М.П., Плющ А.О. Разработка норм вибрации внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР-440/IV Международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР»: Сб. трудов. – Подольск, 2005.

Поступила в редакцию 3.09.2007



УДК 621.039.5

## МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ ВИДА И ПАРАМЕТРОВ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ СЛУЧАЙНЫХ ВЕЛИЧИН ПО ЭКСПЛУАТАЦИОННЫМ ДАННЫМ С ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

**Ю.В. Волков, Д.С. Самохин**

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*



Приведено обоснование выбора закона распределения случайной величины (например, времени между отказами оборудования ЯЭУ). Выполнен анализ данных по аварийным остановам реактора ВВР-ц. Представлено два подхода определения вида и оценки параметров распределений по эксплуатационным данным, показаны недостатки традиционного метода и преимущества метода, разработанного авторами.

### ВВЕДЕНИЕ

Как правило, при обработке данных по результатам эксплуатации ЯЭУ встает вопрос о виде закона распределения изучаемого параметра, являющегося случайной величиной или случайным процессом. Для непрерывного случайного процесса (мощности реактора, температуры или давления в какой-либо точке технологической схемы и т.п.) есть рецепты подбора адекватного ситуации закона распределения [1–5].

При решении задач оценки показателей надежности и прогнозирования ресурса оборудования ЯЭУ выбор закона распределения случайных величин (например, числа капель, попадающих на гиб паропровода [6], или числа заглушенных трубок в парогенераторе [7]) также важен, т.к. определяет качество прогноза.

Обычно при обработке данных по отказам оборудования или их отсутствия, являющихся результатом испытаний и/или эксплуатации, задаются каким-то законом надежности  $P(t)$  – вероятностью безотказной работы в течение заданного времени  $t$ . Выбор этого закона является важным этапом, от которого зависит точность (достоверность) оценки надежностных характеристик. Для выбора закона надежности имеется не так много возможностей. Поскольку реальное время располагается на положительной части числовой оси, то все законы распределения, допускающие (хоть с малой вероятностью) отрицательные значения случайных величин, должны отклоняться при выборе закона надежности, как не отражающие физику протекающих явлений, приводящих к повреждению оборудования ЯЭУ. В этой работе изучены возможности использования двух законов распределения случайных величин, удовлетворяющих изложенному требованию:

1) закон распределения Пуассона

$$P_t(k) = \frac{(pt)^k}{k!} \exp\{-pt\}, \quad (1)$$

где  $P_t(k)$  – вероятность того, что за время  $t$  произойдет ровно  $k$  событий,  $p$  – параметр потока событий (среднее число событий в единичном интервале времени);

2) закон распределения Вейбулла с плотностью распределения времени между событиями вида

$$f(t) = \alpha p (pt)^{\alpha-1} \exp\{-(pt)^\alpha\}. \quad (2)$$

Заметим, что экспоненциальный закон распределения является частным случаем закона распределения Вейбулла при  $\alpha = 1$ , и закона распределения Пуассона при  $k = 0$ .

### ОБОСНОВАНИЕ ПРИМЕНИМОСТИ ЗАКОНОВ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПУАССОНА И ВЕЙБУЛЛА

*Закон распределения Пуассона.* Целенаправленная деятельность по обеспечению надежности и безопасности объектов ядерных технологий имеет своей *идеальной* целью то, чтобы отказов элементов оборудования и систем в целом не было *совсем*. Однако реальная ситуация такова, что из-за требований экономической эффективности использования оборудования, несовершенства технологий и материалов, проектных просчетов, недостатков эксплуатации, ремонтов, обслуживания, транспортировки отказы все-таки случаются. Единственное, чего можно добиться, это чтобы отказы были очень редкими событиями, чтобы за время службы изделия вероятность их появления была достаточно малой (приемлемой).

Ситуацию с редкими отказами очень хорошо описывает закон распределения Пуассона (1), у которого есть второе название – закон распределения числа редких событий [8]. Основанием для такого названия является следующий предельный переход в схеме Бернулли [8]. Если при росте числа испытаний ( $n \rightarrow \infty$ ) вероятность «успеха» (отказа) уменьшается ( $p \rightarrow 0$ ) так, что среднее число  $a=np$  «успехов» за  $n$  испытаний остается постоянным, то биномиальное распределение

$$P_n(k) = C_n^k p^k (1-p)^{n-k} \quad (3)$$

превращается в распределение Пуассона

$$P_n(k) = \frac{a^k}{k!} \exp(-a). \quad (4)$$

Понятно, что положив  $a = p \cdot t$ , приходим к (1).

Поскольку факты возникновения повреждающих воздействий и, как следствие, отказы элементов оборудования ЯЭУ как раз и должны быть редкими событиями, то распределение Пуассона – хорошая модель при оценках количественных характеристик показателей надежности и безопасности ЯЭУ.

*Закон распределения Вейбулла.* Обычно повреждение элементов оборудования ЯЭУ может происходить по нескольким причинам. Существует большое разнообразие механизмов повреждения элементов, каждый из которых может приводить к их отказу. Например, можно указать, хотя бы, следующие возможные причины повреждения:

- землетрясение балльности выше проектной;
- коррозия вследствие химической несовместимости материалов;
- эрозия при омывании стенок сосудов жидкостями;
- ошибочные действия персонала;
- природные катаклизмы (ураганы, смерчи и т.п.);

- возникновение повышенной вибрации;
- термоупругое формоизменение материалов;
- нелинейное формоизменение материалов: пластичность, ползучесть;
- радиационное распухание;
- скачки давления в контурах;
- растрескивание материалов под напряжением.

Представим себе, что каждая из возможных  $n$  причин повреждения объектов имеет свое случайное время  $Y_i$  ( $i = \overline{1, \infty}$ ) до ее реализации в виде отказа объекта. Иными словами,  $Y_i$  есть воображаемое время до отказа рассматриваемого элемента по  $i$ -й причине, если «запретить» все остальные причины. Действительное время до отказа объекта в этом случае будет равно

$$t_n = \min_i(Y_1, \dots, Y_n). \quad (5)$$

В работе [9] показано, что случайная величина  $t_n$  имеет распределение, близкое к распределению Вейбулла (2), если справедливы следующие предположения относительно случайных величин  $Y_i$  ( $i = \overline{1, \infty}$ ): они взаимно независимы и одинаково распределены. В силу равенства (5) распределение Вейбулла имеет также и второе название – распределение экстремального значения.

Относительно предположений, которым должны удовлетворять случайные величины  $Y_i$  ( $i = \overline{1, \infty}$ ), можно предложить следующие комментарии.

Поскольку, как уже говорилось, *идеальной целью* работ по созданию, эксплуатации и совершенствованию объектов ядерных технологий является *отсутствие* дефектов, приводящих к отказам объектов за время эксплуатации, то здесь уместна «мишенная» интерпретация для определения распределения случайных величин накопленных дефектов и времен их проявления в виде отказов объектов. *Если производится стрельба по плоской мишени с центром в начале координат, и координаты точки попадания распределены по гауссовскому закону со средним, равным нулю, то квадрат расстояния от точки попадания до центра мишени (идеала) распределен по экспоненциальному закону* [8].

Значит любой скачок величины дефекта, как отклонение от идеала, вне зависимости от его природы должен иметь распределение величины, близкое к экспоненциальному. По той же причине и времена до проявления дефектов в виде отказов объектов должны иметь распределения, близкие к экспоненциальному [4, 5]; т.к. (в соответствии с обычной инженерной практикой) конструкция объектов, применяемых в ЯЭУ, должна быть сбалансирована так, чтобы не было преимущественных проявлений дефектов по какой-либо одной причине, то параметры экспоненциальных распределений должны быть примерно одинаковы. Поэтому предположение об одинаковом распределении случайных величин  $Y_i$  ( $i = \overline{1, \infty}$ ) должно близко отражать реальную ситуацию.

Относительно второго предположения о независимости случайных величин  $Y_i$  ( $i = \overline{1, \infty}$ ) комментарий такой: независимость величин дефектов разной природы и времен их проявления в виде отказов – опять *идеальная цель*, к которой надо стремиться, т.к. зависимость дефектов разной природы означает, что появление одного из них может провоцировать появление другого. Если «провокационная» компонента в величинах дефектов незначительна, то можно говорить о слабой зависимости (независимости) случайных величин  $Y_i$  ( $i = \overline{1, \infty}$ ).

Таким образом, *распределение Вейбулла вида (2) вполне пригодно для описания времен до отказов объектов ядерных технологий при «многоканальном» характере возникновения дефектов в элементах.*

**Определение вида и оценка параметров распределений по эксплуатационным данным** – важный этап работ по оценке надежности и безопасности ЯЭУ. Авторы обнаружили, что стандартные процедуры (далее называется – первый подход), обычно применяемые для этих целей, не всегда дают объективную информацию и предлагают свой метод (далее назван – второй подход), который, как убедились авторы, лишен недостатков первого подхода. Оба подхода демонстрируются на примере обработки данных по аварийным остановам реактора ВВР-ц за почти сорокалетний период его эксплуатации. Было 139 аварийных остановов. Следовательно, имеется 138 интервалов времени между ними.

**Первый подход.** Его суть составляет стандартная процедура построения гистограммы плотности распределения [11]. По выборке из 138 интервалов времени между остановами построим вариационный ряд. Разделим размах выборки (914 сут) на разряды, и найдем оценку (гистограмму) плотности распределения интервала времени между остановами, соответствующую каждому разряду:

$$f_i = \frac{m_i}{n \cdot \Delta_i}, \quad (6)$$

где,  $n$  – общее число интервалов времени между отказами (вся выборка);  $i$  – номер разряда;  $m_i$  – количество значений, попавших в  $i$ -й разряд;  $\Delta_i$  – ширина  $i$ -го разряда.

Очень важным шагом анализа является подбор числа разрядов на размахе выборки. Для этого подбора имеются различные теоретические и практические рекомендации [8,11]. Чем богаче и однороднее статистический материал, тем большее число разрядов можно выбрать при построении гистограммы.

Наиболее простой путь построения гистограммы связан с выбором одинаковых длин разрядов. Но при таком выборе можно столкнуться с ситуацией, когда в одном или более разрядов не оказывается ни одного из выборочных значений (пустые разряды). В этом случае гистограмма будет слишком изломаной и возникают трудности с ее интерпретацией. В [12] предложено в таких случаях строить гистограммы с разрядами разной длины, задавшись равным числом выборочных значений, попадающих в каждый разряд. После перехода от гистограммы с разноразрядной сеткой к гистограмме с равноразрядной сеткой удастся избежать разрядов с нулевым значением оценки плотности распределения случайной величины.

По полученной гистограмме методом наименьших квадратов (МНК) можно подобрать подходящее теоретическое распределение Вейбулла и оценить его параметры. Для проверки согласованности оценки плотности распределения, полученной по данным выборки, с теоретической плотностью распределения (Вейбулла) выберем критерий согласия  $\chi^2$  [11].

Если размах выборки разбить на 24 разряда, то гистограмма будет иметь вид, показанный на рис. 1, а теоретическая зависимость получает значения параметров  $\bar{\rho} = 0.009$ ,  $\bar{\alpha} = 1.7$ .

Однако, если размах выборки разбить на другое количество разрядов, например, на 14 разрядов, то гистограмма будет иметь вид, показанный на рис. 2, а параметры теоретической зависимости будут  $\bar{\rho} = 0.0078$ ,  $\bar{\alpha} = 1$  (получаем экспоненциальное распределение).

В случае разбиения размаха выборки на 30 разрядов гистограмма приобретает вид, показанный на рис. 3, а теоретическая зависимость будет иметь параметры  $\bar{\rho} = 0.0073$ ,  $\bar{\alpha} = 2.4$ .

Таким образом, количество разрядов, на которое разбивается размах выборки, существенно влияет на вид гистограммы и оцениваемой теоретической плотности распределения. Поскольку это так, то в оценку параметров распределения в

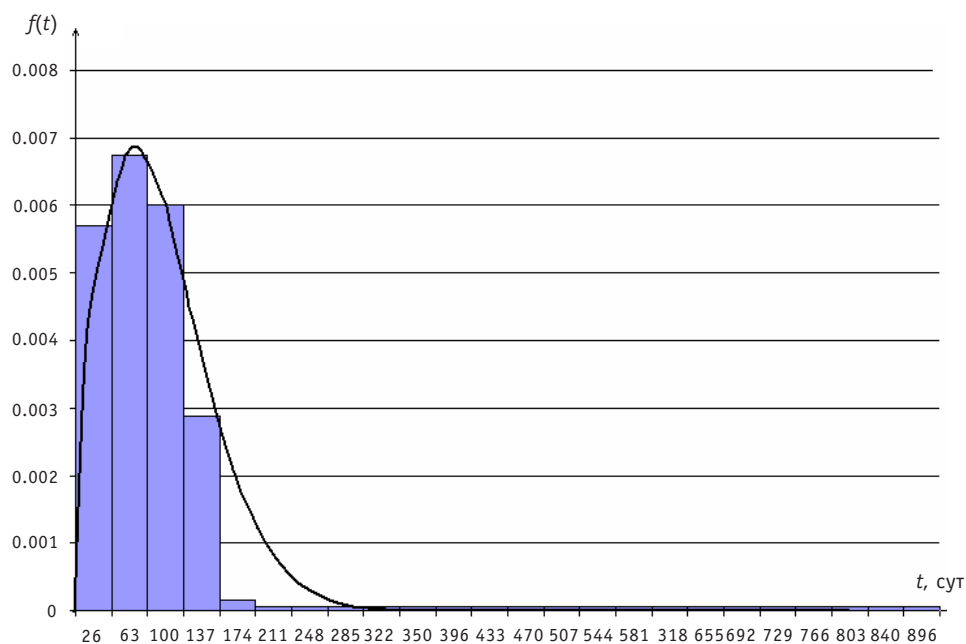


Рис. 1. Гистограмма плотности распределения времени между аварийными остановами при разбиении выборки на 24 разряда

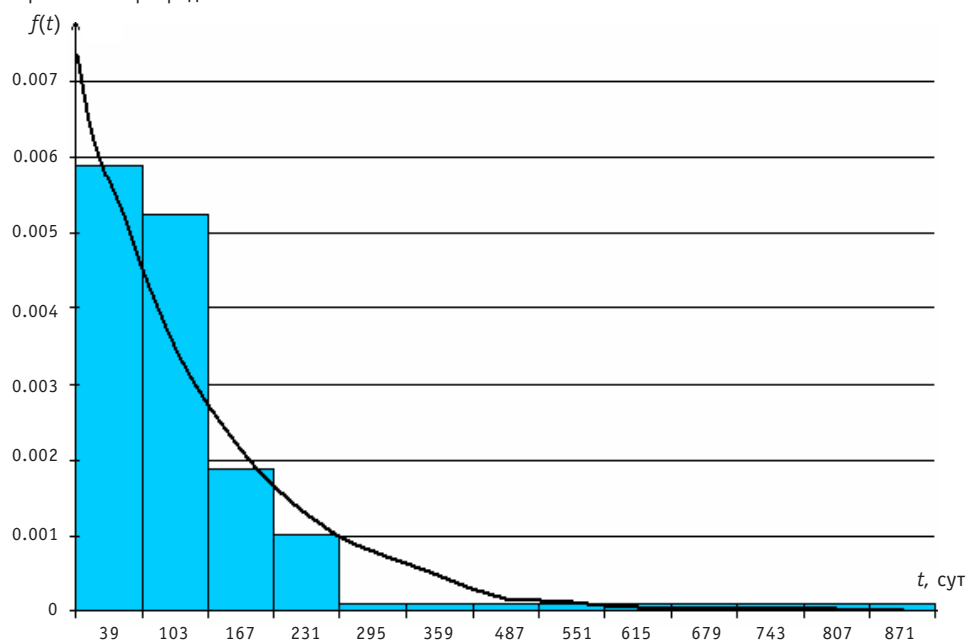


Рис. 2. Гистограмма плотности распределения времени между аварийными остановами при разбиении выборки на 14 разрядов

этом случае вносится значительный элемент субъективизма.

**Второй подход.** Авторы предлагают иной способ определения параметров распределения Вейбулла, устойчивый к разбиению размаха выборки на разряды. Этот метод также продемонстрирован на примере аварийных остановов реактора ВВР-ц.

Пусть случайная величина  $t_k = \tau + u$  является суммой двух случайных интервалов времени  $\tau$  и  $u$  между соседними отказами. Составим отношение

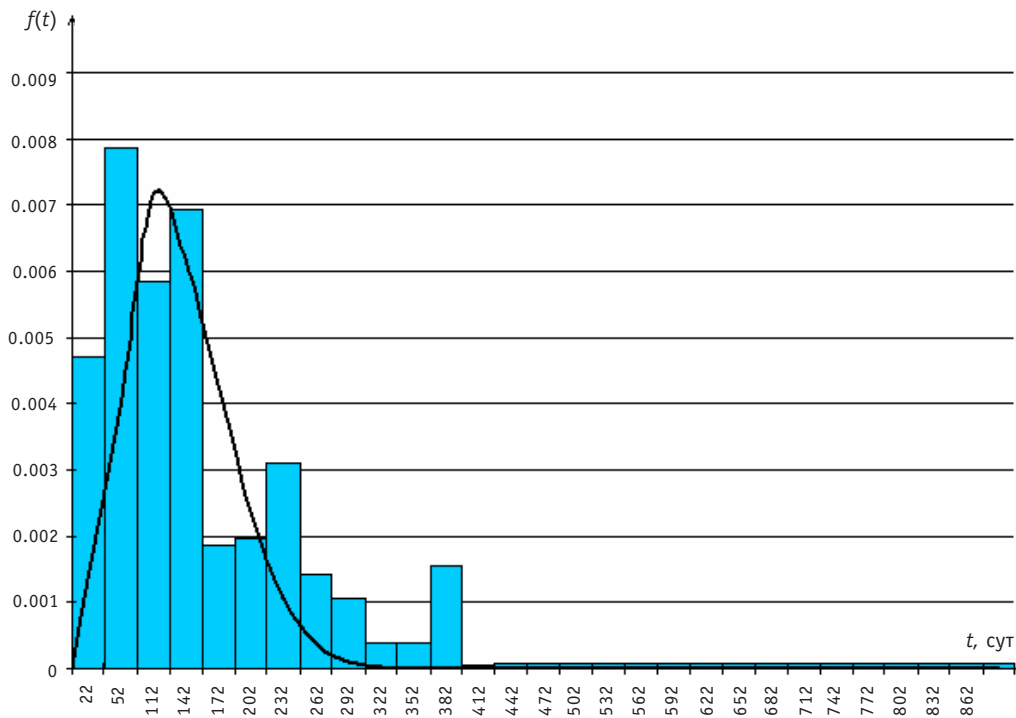


Рис. 3. Гистограмма плотности распределения времени между аварийными остановами при разбиении выборки на 30 разрядов

$$u = \frac{t_k}{\tau} = 1 + \frac{y}{\tau}.$$

Найдем закон распределения случайной величины  $u$  при известных законах распределения случайных величин  $y$  и  $\tau$ . Обозначим  $z = y/\tau$ , тогда  $u = 1+z$ .

Предположим,  $y$  и  $\tau$  одинаково распределены по Вейбуллу (2). Плотность распределения  $f_z(z)$  их отношения  $z$  можно найти из интегрального выражения [10]:

$$f_z(z) = \int_0^{\infty} x f_y(zx) f_{\tau}(x) dx, \quad (7)$$

где  $f_y(y)$ ,  $f_{\tau}(t)$  – плотности распределения  $y$  и  $\tau$  соответственно. Подстановка в (7) конкретных распределений вида (2) приводит к выражению

$$f_z(z) = \begin{cases} \frac{\alpha z^{\alpha-1}}{(z^{\alpha} + 1)^2} & z > 0 \\ 0 & z \leq 0 \end{cases},$$

отсюда

$$f_u(u) = \begin{cases} \frac{\alpha(u-1)^{\alpha-1}}{[(u-1)^{\alpha} + 1]^2} & u > 1 \\ 0 & u \leq 1 \end{cases}. \quad (8)$$

Заметим, что в частном случае при  $\alpha = 1$  случайные величины  $y$  и  $\tau$  распределены экспоненциально и



$$f_u(u) = \begin{cases} \frac{1}{u^2} & u > 1 \\ 0 & u \leq 1 \end{cases} \quad (9)$$

есть плотность распределения отношения суммы двух одинаково экспоненциально распределенных величин к одной из них. Следует заметить также, что распределение (9) не имеет моментов, а распределение (8) не имеет моментов при  $\alpha \leq 1$ .

Разобьем весь период времени работы установки ВВР-ц на временные интервалы следующим образом. Пусть  $t_{ki}$  – время между  $(i-1)$  и  $(i+1)$  аварийными остановками (условно назовем его временем наблюдения за объектом), и пусть в момент времени  $\tau_i \in [0, t_{ki}]$  происходит  $i$ -й аварийный останов реактора ВВР-ц (см. рис. 4).

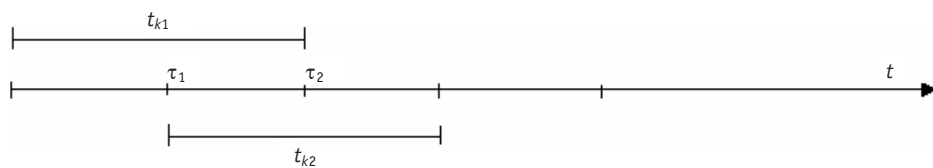


Рис. 4. Представление работы установки в виде промежутков времени:  $t_k$  – условное время наблюдения за объектом;  $\tau$  – момент времени отказа объекта в интервале  $[0, t_k]$

Таким образом,  $t_{ki} = \tau_i + \tau_{i+1}$  состоит из двух соседних промежутков времени между отказами. Составим отношения

$$u_i = \frac{t_{ki}}{\tau_i},$$

и в соответствии с изложенным выше подходом по формуле (6), по ним рассчитаем гистограммы распределений для разных чисел разрядов. Полученные гистограммы представлены на рис. 5–7. Видим, что в отличие от гистограмм на рис. 1–3 гистограммы для отношений  $u$  не изменяют своего вида в зависимости от числа разрядов.

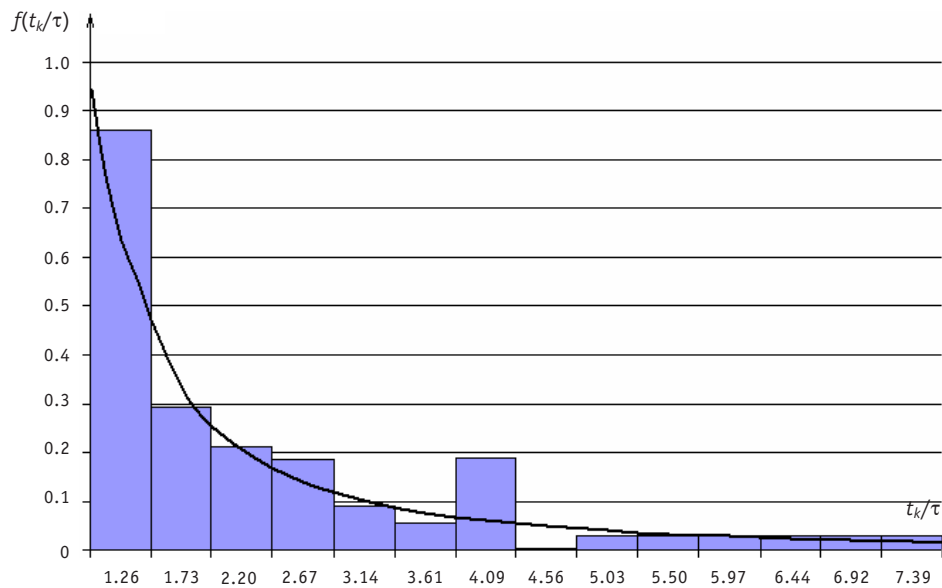


Рис. 5. Гистограмма плотности распределения отношения  $t_k/\tau$ , построенная на 14 разрядах

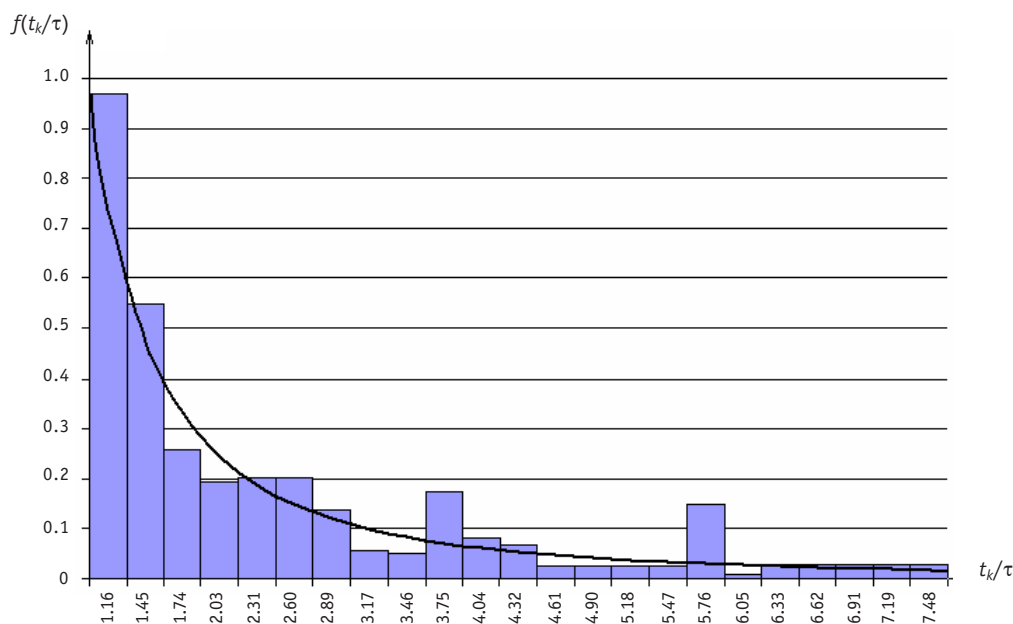


Рис. 6. Гистограмма плотности распределения отношения  $t_k/\tau$ , построенная на 23 разрядах

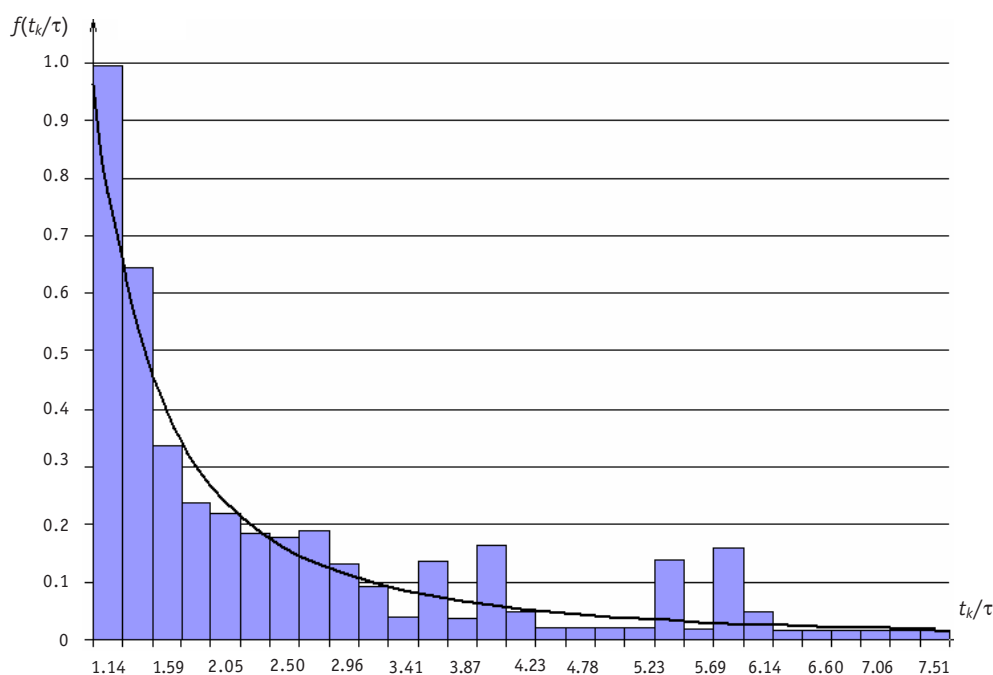


Рис. 7. Гистограмма плотности распределения отношения  $t_k/\tau$ , построенная на 29 разрядах

Для гистограмм, представленных на рис. 5–7, по МНК подбирались значения параметра  $\alpha$  таким образом, чтобы представленная гистограмма как можно более точно была описана распределением (8). Оказалось, что во всех трех случаях наиболее подходящим значением параметра распределения (8) является  $\alpha = 1$ . На всех рисунках это распределение показано сплошной линией. Таким образом, и параметр распределения (8) не зависит от числа разрядов гистограммы.

В этом конкретном случае аварийных остановов реактора ВВР-ц оказалось, что  $z$  есть отношение двух экспоненциально распределенных случайных величин, т.е. интервалы времени между аварийными остановами реактора ВВР-ц распределены экспоненциально.

К сожалению, предложенный подход не дает возможности сразу оценить и параметр  $\rho$  распределения (2). В этом случае можно принять подобранный по гистограмме рис. 2 параметр  $\bar{\rho} = 0.0078$  1/сут, или оценить его по формуле  $\bar{\rho} = N/T$ , где  $N = 139$  – число аварийных остановов за время  $T = 14331$  сут эксплуатации реактора. В этом случае  $\bar{\rho} = 0.0096$  1/сут. Однако, как показал анализ, ориентирование на прямую гистограмму распределения времени между остановами должно внести элемент субъективизма в оценку параметра  $\rho$ . Тем более, что оценка  $\rho$  непосредственно по статистике остановов более консервативна. В силу того, что распределения (9) и (8) (при  $\alpha \leq 1$ ) не имеют моментов, ориентироваться при расчетах на оценки среднего по выборке  $\{u_i\}$  бессмысленно.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Здесь предложен метод определения вида распределения случайных величин, а также предложен подход к оценки его параметров по эксплуатационным данным с объектов ядерных технологий. Понятно, что этот метод получен эвристически и требует серьезных теоретико-вероятностных обоснований.

### Литература

1. Волков Ю.В., Шейнкман А.Г. О законе распределения режимного параметра ядерного реактора // Препринт ФЭИ-832, 1978.
2. Волков Ю.В., Костромин А.Г., Назаров В.К. Квазилинейное приближение в статистическом анализе простейшей нелинейной динамической модели энергетического ядерного реактора // Атомная энергия. – 1982. – Т. 53. – Вып. 2.
3. Волков Ю.В., Любченко В.Ф., Шейнкман А.Г. Анализ стохастических свойств запасов до предельной мощности испарительных каналов реакторов Белоярской АЭС по эксплуатационным данным // Известия вузов СССР. Энергетика. – 1982. – №4.
4. Волков Ю.В. Теоретико-расчетные модели для оценок и обеспечения надежности и безопасности реакторных установок // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1995. – №6.
5. Волков Ю.В. Надежность и безопасность ЯЭУ: Учебное пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 1997.
6. Жиганшин А.А. Систематизация и разработка моделей прогнозирования ресурса оборудования энергоблоков атомных станций // Диссертация на соискание уч. степени кандидата технических наук. Инв. №134. – Обнинск: ИАТЭ, 2004.
7. Дерий В.П., Семенов В.К., Щербнев В.С. К вопросу прогнозирования надежности и ресурса трубчатки АЭС с ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №2.
8. Вентцель Е.С. Теория вероятностей. – М.: Высшая школа, 1999.
9. Кокс Д.Р., Смит В.Л. Теория восстановления. – М.: Советское радио, 1967.
10. Розанов Ю.А. Случайные процессы (краткий курс). – М.: Наука, 1971.
11. Бендат Дж., Пирсол А. Измерение и анализ случайных процессов. – М.: Мир, 1985.
12. Волков Ю.В., Аверин Л.В., Чистозвонова Е.А., Шейнкман А.Г. Некоторые вопросы статистического анализа эмпирических данных о параметрах реактора // Препринт ФЭИ-2021. – Обнинск, 1989.

Поступила в редакцию 9.07.2007

# МЕТОД КОНТРОЛЯ ДИНАМИЧЕСКИХ И СТАТИЧЕСКИХ НАПРЯЖЕНИЙ В ТРУБОПРОВОДАХ АЭС НА ОСНОВЕ ЭФФЕКТА ИЗМЕНЕНИЯ ЭЛЕКТРИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ

А.И. Трофимов, В.В. Худаско, А.В. Егоров, М.А. Трофимов,

В.Г. Малынкин, А.Н. Албутов

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*



В работе предложен метод контроля динамических напряжений в металле циркуляционных трубопроводов и других элементов конструкций АЭС, возникающих при ударных воздействиях теплоносителя. Метод основан на эффекте изменения электрического сопротивления металла при ударных нагрузках. Приведено теоретическое и экспериментальное обоснование метода.

## ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в связи с большим сроком эксплуатации АЭС достаточно остро встают вопросы повышения безопасной эксплуатации энергоблоков, что определяется, прежде всего, состоянием оборудования. На АЭС проводятся регламентные работы по контролю целостности металла трубопроводов и другого оборудования. Целостность металла в значительной мере зависит от его напряженного состояния. Работы по измерению напряженного состояния относятся к разряду мероприятий ранней диагностики оборудования АЭС, когда разрушение целостности металла еще не произошло. Контроль напряженного состояния позволяет сократить объем работ по определению целостности металла, что особенно важно для оборудования первого контура АЭС, где ограничен допуск персонала на время контроля. Кроме того, контроль напряженного состояния позволяет проводить обоснование продления сроков эксплуатации энергетических установок.

Для измерения напряженного состояния металла оборудования АЭС широко применяется тензометрический метод, основанный на измерении деформации поверхностного слоя объекта контроля. О внутренних напряжениях при использовании данного метода можно судить лишь косвенно. Для измерения внутренних напряжений в металлах и других конструкционных материалах в настоящее время применяются ультразвуковой и рентгеновский методы, каждый из которых имеет ограниченную область применения [1–3]. Рентгеновский метод позволяет измерять напряженное состояние только поверхностного слоя металла до ~ 100

---

© А.И. Трофимов, В.В. Худаско, А.В. Егоров, М.А. Трофимов, В.Г. Малынкин, А.Н. Албутов, 2007

мкм. Ультразвуковой метод определения напряжений основан на эффектах акустоупругости, в которых использована зависимость скорости распространения упругих волн в металлах и сплавах от существующих в них напряжений. Ограничением применения ультразвукового метода является необходимость надежного механического контакта ультразвуковых измерительных преобразователей с поверхностью трубопроводов и другого оборудования, что вызывает затруднения. В ряде случаев такой контакт вообще не представляется возможным, в частности, для трубопроводов первого контура, которые покрыты тепловой изоляцией. Кроме того, воздействие ультразвуковых излучений оказывает влияние на структуру металла, что вносит погрешность в измерение напряженного состояния.

Для измерения статических и динамических нагрузок в металлах авторы предлагают метод, основанный на физическом эффекте изменения электропроводности металла при воздействии механических напряжений. На основе данного метода разработана автоматизированная система контроля.

### ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДА

Изменение электрического сопротивления металлов при воздействии всестороннего сжатия было установлено Бриджменом [4]. При всестороннем сжатии, для большинства металлов при температуре  $T \approx 300$  К электрическое сопротивление уменьшается (рис. 1). В висмуте электрическое сопротивление увеличивается.

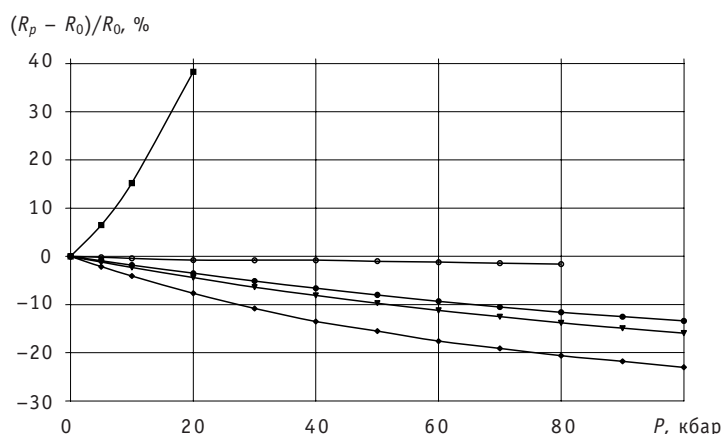


Рис. 1. Изменение удельного электрического сопротивления металлов при всестороннем сжатии по [1]

Зависимость удельного электрического сопротивления от давления всестороннего сжатия  $p$  характеризуется коэффициентом  $\alpha_p = -\frac{1}{\rho_0} \frac{d\rho}{dp}$ . Для большинства металлов  $\alpha_p$  при нормальных условиях в области упругих деформаций имеет порядок  $10^{-11}$  Па<sup>-1</sup>.

Влияние упругой деформации на изменение удельного электрического сопротивления металлов при растягивающей нагрузке приведены в табл. 1. Эти данные также получены в [5].

Таблица 1

#### Изменение удельного электрического сопротивления металлов при 10-процентном растяжении

Элемент	Cu	Ag	Au	Fe
$\Delta\rho/\rho \cdot 10^2$	0,55	0,5	0,75	0,3

Как видно из табл. 1, при одноосном растяжении приведенных металлов, удельное электрическое сопротивление увеличивается.

**МЕТОДИКА РАСЧЕТА ЭЛЕКТРИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ ТРУБОПРОВОДОВ АЭС**

На рис. 2 показан трубопровод с наружным и внутренним радиусами  $R_1$  и  $R_2$ . Площади контакта токоподводов с трубопроводом  $\Delta S$  расположены симметрично.

Распределение постоянного электрического тока в проводящих средах определяется системой уравнений:

$$\text{rot}\vec{E} = 0; \text{div}\vec{J} = 0; \vec{J} = \sigma\vec{E}; \vec{E} = -\text{grad} U, \tag{1}$$

где  $\vec{E}$  – вектор напряженности электрического поля,  $\vec{J}$  – вектор плотности тока,  $\sigma$  – электрическая проводимость,  $U$  – электрический потенциал.

При  $\sigma = \text{const}$  задача по расчету электрического поля в трубопроводе сводится к решению уравнения Лапласа, которое в цилиндрической системе координат имеет вид:

$$\text{div grad} U = \left( \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r \frac{\partial}{\partial r} + \frac{\partial^2}{r^2 \partial \varphi^2} + \frac{\partial^2}{\partial z^2} \right) U = 0, \tag{2}$$

где  $r, \varphi$  и  $z$  – цилиндрические координаты.

Рассматривая длинный тонкостенный трубопровод, можно пренебречь изменением потенциала по радиусу трубы. При замене переменных  $x = r\varphi$  уравнение (2) примет вид

$$\left( \frac{\partial^2}{\partial x^2} + \frac{\partial^2}{\partial z^2} \right) U = 0. \tag{3}$$

При условии, что расстояние между токоподводами  $2b$  значительно больше длины контакта  $2d$  токоподвода с трубопроводом (рис. 2), т.е.  $2b \gg 2d$ , расчетную область можно представить следующим образом (рис. 3). Граничные условия будут иметь вид:

$$\left. \frac{\partial U}{\partial n} \right|_{\substack{0 \leq x \leq a, z=0 \\ d \leq x \leq a, z=b \\ 0 \leq z \leq b, x=0 \\ 0 \leq z \leq b, z=a}} = 0; \quad \left. \frac{\partial U}{\partial n} \right|_{0 \leq x \leq d, z=b} = \frac{i}{\Delta S \sigma}; \quad U|_{0 \leq x \leq a, z=0} = 0. \tag{4}$$

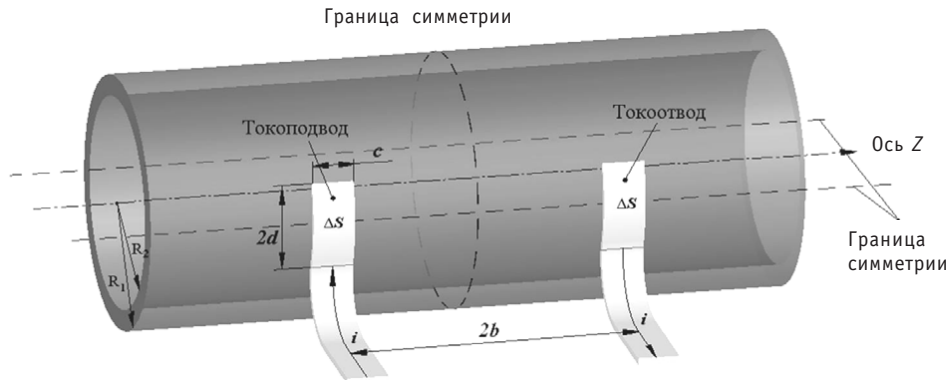


Рис. 2. Схема трубопровода и токоподводов



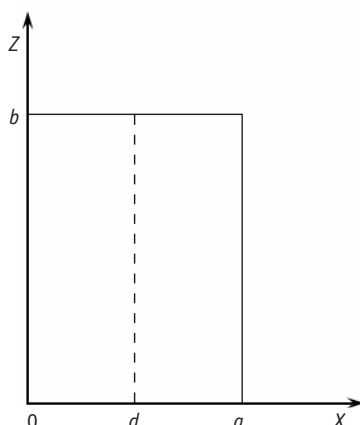


Рис. 3. Расчетная область

Задача (3, 4) решается методом разделения переменных. Частное решение представлено в виде произведения двух функций:

$$U = X(x)Z(z). \quad (5)$$

Подставляя соотношение (5) в уравнение (3) и разделяя переменные, получим два уравнения:

$$\frac{\partial^2 X}{\partial x^2} + \lambda^2 X = 0, \quad Z(z) \neq 0; \quad (6)$$

$$\frac{\partial^2 Z}{\partial z^2} - \lambda^2 Z = 0, \quad X(x) \neq 0, \quad (7)$$

где  $\lambda - \text{const.}$

Решением уравнения (6) является

$$X(x) = A \cos \lambda x + B \sin \lambda x.$$

Функция  $X(x)$  должна удовлетворять граничным условиям

$$\left. \frac{\partial X}{\partial x} \right|_{z=0, z=a} = 0,$$

отсюда следует

$$B = 0, \text{ и } \lambda_n = n\pi / a, (n = 1, 2, 3, \dots).$$

Таким образом

$$X_n(x) = A_n \cos \lambda_n x. \quad (8)$$

Решение уравнения (7) при условии  $Z(0) = 0$  имеет вид:

$$Z(z) = B_n \operatorname{sh} \lambda_n z. \quad (9)$$

Общее решение уравнения (3) при граничных условиях (4):

$$U = C_0 z + \sum_{n=1}^{\infty} C_n \cos \lambda_n x \operatorname{sh} \lambda_n z. \quad (10)$$

Коэффициенты  $C_n$  определяются из граничного условия при  $z = d$ , которое имеет вид:

$$\left. \frac{\partial U}{\partial z} \right|_{z=b} = C_0 + \sum_{n=1}^{\infty} C_n \lambda_n \cos \lambda_n x \operatorname{ch} \lambda_n b. \quad (11)$$

На рис. 4 представлено значение функции  $\left. \frac{\partial U}{\partial z} \right|_{z=b}$ . Таким образом, коэффициенты  $C_n$  определяются из разложения функции  $\left. \frac{\partial U}{\partial z} \right|_{z=b}$  в ряд Фурье.

Выполнив эту процедуру, получим решение для потенциала

$$U = f_0 \frac{d}{a} z + 2 \frac{f_0 a}{\pi^2} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{1}{n^2} \sin \left( n\pi \frac{d}{a} \right) \cos \left( n\pi \frac{x}{a} \right) \frac{\operatorname{sh} \left( n\pi \frac{z}{a} \right)}{\operatorname{ch} \left( n\pi \frac{b}{a} \right)}, \quad (12)$$

где  $f_0 = \frac{i\rho}{\Delta S}$ ,  $i$  – величина тока,  $\rho$  – удельное электрическое сопротивление.

Таким образом, получено выражение, характеризующее распределение потенциала в трубопроводе в зависимости от величины тока, площади контакта и длины контакта токоподвода с трубопроводом, диаметра трубопровода и расстояния между токоподводами.

На рис. 5. приведено распределение потенциала по периметру трубы  $\varnothing 51 \times 2$  мм при различных значениях  $d$ . Если токоподвод контактирует с трубой по всему диаметру, то сопротивление между токоподводами определяется соотношением

$$R_0 = \frac{2\rho b}{S}, \quad (13)$$

где  $S = \pi(R_1^2 - R_2^2)$ .

Для случая, когда токоподвод контактирует с трубой по периметру при  $d < a$ , то для определения сопротивления между токоподводами необходимо определить среднее значение потенциала в области контакта токоподвода с трубопроводом. В

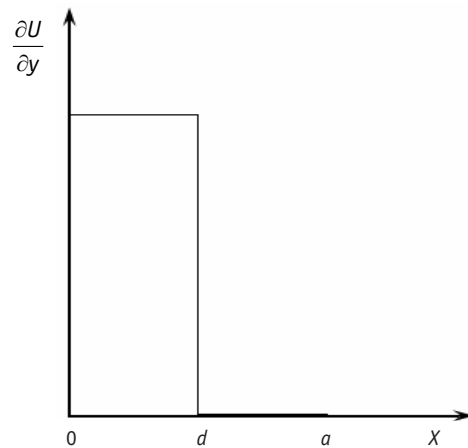


Рис. 4. Значение функции  $\frac{\partial U}{\partial z} \Big|_{z=b}$  при  $z = b$

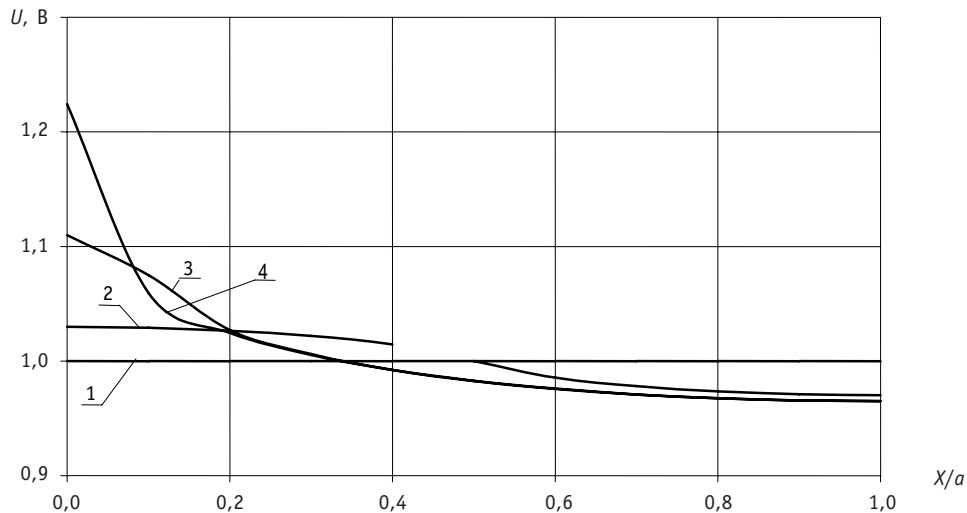


Рис. 5. Распределение потенциала  $U$  при  $z = b = 1$  м и  $f_0 \frac{d}{a} b = 1B$ : 1 -  $d = a$ ; 2 -  $d = a/2$ ; 3 -  $d = a/10$

табл. 2 представлена зависимость электрического сопротивления между токоподводами от значения  $d/a$  (видно, что при уменьшении значения  $d/a$  величина  $R$  возрастает).

Таблица 2

**Зависимость сопротивления  $R$  от значения  $d/a$**

$d/a$	1	0,5	0,1	0,01	0,001
$R/R_0$	1	1,3	1,22	1,39	1,351

**ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ**

Эксперименты проводились на трубе  $\varnothing 51 \times 2$  мм из нержавеющей стали 08X18H10T. По токоподводам на трубу подавался ток  $i$  и при этом измерялось напряжение  $U$  (рис. 2). Гидравлическим насосом в трубе создавалось избыточное давление. Фрагменты трубы подвергаются растяжению по продольному и окружному направлениям, а также сжатию по радиальному направлению от внутренне-

го давления. Определялась деформация полой цилиндрической трубы (наружный и внутренний радиусы  $R_1$  и  $R_2$ ), внутри которой действует давление  $p$ ; причем предполагается, что давление снаружи отсутствует. Введены цилиндрические координаты с осью  $z$  по оси трубы. При однородном вдоль трубы давлении деформация представляет собой чисто радиальное смещение  $u_r = u(r)$ . Тогда

$$\operatorname{div} u = \frac{1}{r} \frac{d(ru)}{dr} = \operatorname{const} = 2a. \quad (14)$$

Отсюда

$$u = ar + \frac{b}{r}. \quad (15)$$

Отличные от нуля компоненты тензора деформации:

$$u_{rr} = \frac{du}{dr} = a - \frac{b}{r^2}, \quad u_{\varphi\varphi} = \frac{u}{r} = a + \frac{b}{r^2}. \quad (16)$$

Из условий  $\sigma_{rr} = 0$  при  $r = R_1$  и  $\sigma_{rr} = -p$  при  $r = R_2$  получаем:

$$a = \frac{pR_2^2}{R_1^2 - R_2^2} \frac{(1+\mu)(1-2\mu)}{E}; \quad b = \frac{pR_1^2 R_2^2}{R_1^2 - R_2^2} \frac{1+\mu}{E}. \quad (17)$$

Согласно (3) и (4), распределение напряжений для компонент  $\sigma_{rr}$  и  $\sigma_{\varphi\varphi}$  по толщине трубы определяется соотношениями:

$$\sigma_{rr} = \frac{pR_2^2}{R_1^2 - R_2^2} \left( 1 - \frac{R_1^2}{r^2} \right); \quad \sigma_{\varphi\varphi} = \frac{pR_2^2}{R_1^2 - R_2^2} \left( 1 + \frac{R_1^2}{r^2} \right); \quad \sigma_{zz} = \frac{1}{2} \frac{pR_2^2}{R_1^2 - R_2^2} \left( 1 + \frac{R_1^2}{r^2} \right). \quad (18)$$

Поскольку радиальные напряжения значительно меньше продольных и окружных напряжений в рассматриваемых трубопроводах АЭС, данную задачу можно рассматривать с позиций двухосного напряженного деформированного состояния.

Сопrotивление между контактами определялось образцовым микроомметром, который позволяет измерять сопротивления  $10^{-5}$  Ом с точностью 2÷3%. На рис. 6 представлены экспериментальные данные зависимости электрического сопротивления трубопровода от продольного напряжения  $\sigma_{zz}$ .

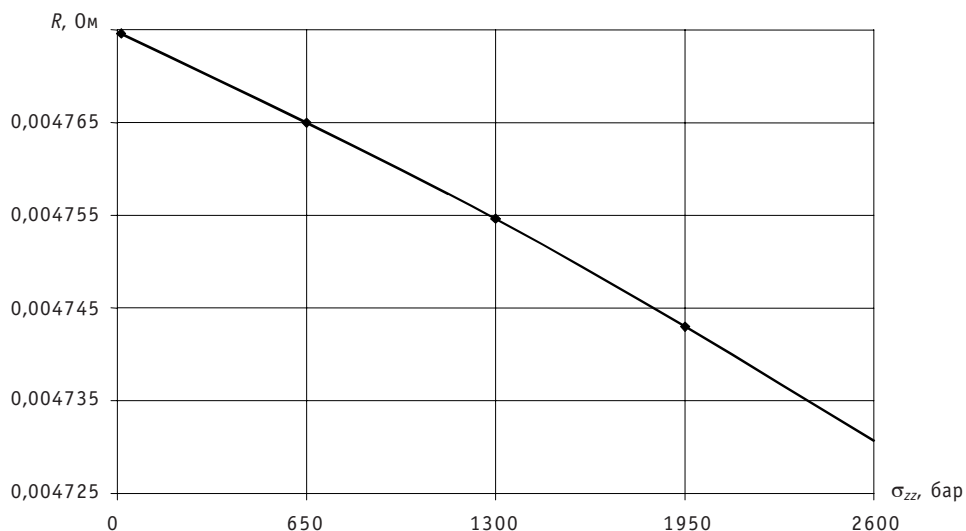


Рис. 6. Зависимость сопротивления трубопровода от продольного напряжения

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Разработан метод контроля напряжений в трубопроводах АЭС, позволяющий проводить контроль напряжений в процессе работы АЭС. Метод имеет исключительно простую реализацию, не требующую применения дорогостоящих измерительных преобразователей, и не имеет температурных и конструктивных ограничений.

### **Литература**

1. Неразрушающий контроль и диагностика / *Под ред. В.В. Клюева*. – М.: Машиностроение, 1995. – 488 с.
2. Экспериментальная механика: В 2-х кн. (кн. 2), (пер. с англ.). – М.: Мир, 1990. – 552 с.
3. *Трофимов А.И., Минин С.И., Трофимов М.А.* Методы контроля и снятия напряжения в основном металле и сварных соединениях конструкций АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 2005. – 269 с.
4. Физические величины: Справочник / *Под ред. акад. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова*. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 1232 с.
5. *Шматко О.А., Усов Ю.В.* Электрические и магнитные свойства металлов и сплавов. – Киев, 1987. – 582 с.

Поступила в редакцию 22.05.2007

## БИОЛОГИЧЕСКИЙ ПЕРЕНОС РАДИОНУКЛИДОВ В ЭКОСИСТЕМЕ РЕКИ ЕНИСЕЙ И ОЦЕНКА ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПРИРОДНОЙ БИОТЫ

**А.И. Крышев**

*ГУ Научно-производственное объединение «Тайфун», г. Обнинск*



Разработана модель оценки накопления радионуклидов в пресноводных организмах. Модель применена для оценки уровней накопления и биологического переноса радионуклидов на различных уровнях экосистемы р. Енисей. Проанализированы особенности накопления радионуклидов в различных экологических группах рыб р. Енисей, включая хищные и мирные виды; выполнены модельные оценки переноса радионуклидов мигрирующими видами рыб. Проведены оценки доз внутреннего облучения водных организмов от инкорпорированных в тканях и органах радионуклидов. Показано, что максимальные мощности дозы внутреннего облучения водных организмов имели место в 1975–1980 гг. и находились в пределах 11–63 мГр/год, преимущественно за счет облучения от  $^{32}\text{P}$ , вклад которого достигал 95%.

### ВВЕДЕНИЕ

Енисей – одна из крупнейших рек России, расположена в Центральной Сибири. Длина Енисея от истока до впадения в Енисейский залив Карского моря 3840 км, среднегодовой сток 591 км<sup>3</sup>. С 1958 г. Енисей загрязнялся жидкими радиоактивными сбросами Красноярского горно-химического комбината (КрГХК), расположенного на расстоянии около 2200 км от дельты реки. Комбинат включал в себя 2 прямоточных реактора и 1 реактор с замкнутым контуром. В 1992 г. прямоточные реакторы были выведены из эксплуатации, что привело к значительному снижению загрязнения реки Енисей [1–2]. Среди радионуклидов, присутствующих в сбросах КрГХК, наибольшее радиозэкологическое значение имеют  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ , поскольку они легко усваиваются речной биотой. С радиозэкологической точки зрения важной особенностью Енисея являются низкие концентрации стабильных биогенных элементов в воде, в частности, фосфора. Это может быть причиной повышенных уровней биоассимиляции радиоактивных аналогов организмами, живущими в Енисее.

В данной работе представлена модель накопления и биологического переноса радионуклидов гидробионтами р. Енисей. Модель базируется на предложенной ранее методологии [3–4], где поведение радионуклида в организме увязывается с процессами роста и метаболизма и с концентрациями его стабильных элементов-аналогов в организме, его пище и окружающей среде. Модель успешно применялась для реконструкции динамики  $^{137}\text{Cs}$  в рыбе водоема-охладителя Чернобыльс-

кой АЭС и озера Кожановского (Брянская обл.), и переноса  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в речной системе Исеть–Тобол–Иртыш [5–6]. В данной работе модель адаптирована для особенностей крупной реки (Енисей) и применена для описания биологического переноса радионуклидов ( $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ) различными экологическими группами рыб, включая оседлые и мигрирующие виды. Оценены дозы облучения гидробионтов реки Енисей от наиболее радиоэкологически значимых для данной реки радионуклидов.

### ОПИСАНИЕ МОДЕЛИ

Модель накопления радионуклидов в водных организмах рассматривает радионуклид как следовый (по массе) элемент, идентичный по своим свойствам стабильному аналогу, участвующему в метаболизме гидробионта. Модель предполагает, что основным механизмом накопления радионуклидов рыбой является активное поглощение и ассимиляция радионуклидов вместе с их стабильными аналогами и дальнейшее встраивание радионуклида во внутренние ткани и органы. Этот механизм типичен для многих радионуклидов, в частности, радиоизотопов Cs, Sr, P, Mn, Zn, I и др. Детальное обсуждение и вывод основного уравнения модели были представлены в предыдущих работах [4–5]. Основное уравнение модели для динамики удельной активности радионуклида, накапливаемого рыбой за счет биоассимиляции, имеет вид:

$$\frac{dy}{dt} = -\left(\lambda + \varepsilon_A \cdot \frac{W}{M} + \frac{1}{M} \frac{dM}{dt}\right) \cdot y + \sum_i \left(\frac{1}{M} \frac{dM}{dt} + \varepsilon_A \cdot \frac{W}{M}\right) \cdot q_i d_i p_i X_i, \quad (1)$$

где  $y$  – удельная активность радионуклида в рыбе, Бк/кг;  $M$  – масса рыбы, кг;  $W$  – скорость метаболизма рыбы, кг/сут;  $q_i$  – отношение концентрации стабильного биогенного элемента-аналога в рыбе к концентрации этого элемента в  $i$ -м компоненте рациона рыбы;  $d_i$  – коэффициент дискриминации радионуклида по сравнению со стабильным биогенным элементом-аналогом при усвоении радионуклида из  $i$ -го компонента рациона;  $p_i$  – доля  $i$ -го компонента в рационе рыбы;  $\varepsilon_A$  – безразмерный коэффициент пропорциональности между скоростью метаболизма рыбы и скоростью биологического выведения радионуклида;  $\lambda$  – постоянная радиоактивного распада радионуклида, сут $^{-1}$ ;  $X_i$  – удельная активность радионуклида в  $i$ -м компоненте рациона рыбы, Бк/кг. Начальное условие:  $y(0) = y_0$ , где  $y_0$  – удельная активность радионуклида в рыбе (Бк/кг) в начальный момент времени.

Важной особенностью ихтиофауны Енисея является наличие двух групп рыб: оседлых и мигрирующих. Оседлая рыба не совершает протяженных миграций от места своего рождения. Эта группа в Енисее включает 16 видов из 7 семейств. Распространенными видами в Енисее являются плотва (*Rutilus rutilus*), елец (*Leuciscus leuciscus*), окунь (*Perca fluviatilis*), щука (*Esox lucius*), налим (*Lota lota*), стерлядь (*Acipenser ruthenus*). Оседлая рыба включает как мирные (плотва, елец, стерлядь), так и хищные (щука, налим) виды. Радиоактивное загрязнение организмов, служащих пищей мирной рыбе (зоопланктон и бентосные беспозвоночные), может быть оценено с использованием постоянных факторов накопления  $CF_{food}$ . Это упрощение оправдано, т.к. равновесное распределение радионуклида в системе «вода – организм» устанавливается быстро для организмов малого размера. Тогда  $X = CF_{food} \cdot C_w(z, t)$ , где  $C_w(z, t)$  – удельная активность радионуклида в воде на расстоянии  $z$  от источника загрязнения. Для оценки загрязнения оседлой рыбы (мирных и хищных видов) основное уравнение модели может быть переписано в следующем виде:



$$\frac{dy_{prey}}{dt} = -\left(\lambda_r + \left(\varepsilon_A \frac{W}{M}\right)_{prey} + \left(\frac{dM}{Mdt}\right)_{prey}\right) y_{prey} + \left(\left(\varepsilon_A \frac{W}{M}\right)_{prey} + \left(\frac{dM}{Mdt}\right)_{prey}\right) \cdot \sum_j \left\{ \left(\frac{Q_1^A}{Q_0^A}\right)_{prey} \cdot CF_{food,j} \right\} \cdot C_w(z, t); \quad (2)$$

$$\frac{dy_{pred}}{dt} = -\left(\lambda_r + \left(\varepsilon_A \frac{W}{M}\right)_{pred} + \left(\frac{dM}{Mdt}\right)_{pred}\right) y_{pred} + \left(\frac{Q_1^A}{Q_0^A}\right)_{pred} \cdot \left(\left(\varepsilon_A \frac{W}{M}\right)_{pred} + \left(\frac{dM}{Mdt}\right)_{pred}\right) y_{prey}(t). \quad (3)$$

В уравнениях индекс *prey* относится к мирным видам, индекс *pred* – к хищным, индекс *j* учитывает тип пищи, потребляемой мирной рыбой,  $CF_{food,j}$  – средний фактор накопления для *j*-го типа пищи, потребляемой мирной рыбой. Если накопление идет непосредственно из воды, то  $CF_{food} = 1$ .

Мигрирующая рыба проводит большую часть жизни в дельте, губе и Енисейском заливе. Эта группа в Енисее включает 7 видов из 3 семейств. Енисейский залив является нагульно-вырастной территорией для ряпушки (*Coregonus sardinella*), омуля (*Coregonus autumnalis*) и корюшки (*Osmerus mordax*). Горло и губа Енисея являются нагульно-вырастной территорией муксуна (*Coregonus muksun*); Енисейская дельта – основной нагульно-вырастной территорией сибирского осетра (*Acipenser baerii*), нельмы (*Stenodus leucichthys*) и сига (*Coregonus lavaretus*) [7–8]. Все мигрирующие виды поднимаются вверх по Енисею для нереста, после которого возвращаются обратно на нагульные территории. Накопление радионуклидов мигрирующей рыбой в период нахождения в дельте и заливе рассчитывается с помощью уравнения (2), где  $C_w(z, t)$  замещается на концентрацию нуклида в воде дельты  $C_w^{delta}(t)$ , губы  $C_w^{inlet}(t)$  или залива  $C_w^{bay}(t)$ . В период нерестовой миграции и нереста большинство мигрирующей рыбы (кроме сибирского осетра) питаются крайне незначительно [9]. Таким образом, большая часть радионуклидов поступает в их организм только путем прямого поступления из воды. Предполагаем, что рыба поднимается на нерест с постоянной скоростью, которая является видовой характеристикой. Чтобы оценить перенос радионуклида мигрирующей рыбой в нерестовый период, уравнение (2) модифицируется следующим образом:

$$\frac{dy}{dt} = -\left(\lambda_p + \varepsilon_A \cdot \frac{W}{M}\right) \cdot y + \varepsilon_A \cdot \frac{W}{M} \cdot \frac{Q_1^A}{Q_0^A} \cdot C_w(L, t). \quad (4)$$

Это уравнение учитывает, что рыба не питается и не растет в период нереста, потребляя нужные элементы прямо из воды для покрытия метаболических трат. Для периода нерестовой миграции  $L = L_{max} - V_{up} \cdot t$ , где  $L_{max}$  – расстояние от источника радиоактивных сбросов до нагульных территорий (дельта, губа или залив Енисея),  $V_{up}$  – скорость нерестовой миграции. Для периода миграции с нерестовой территории обратно в залив  $L = L_{min} + V_{down} \cdot t$ , где  $L_{min}$  – расстояние от источника сбросов до нерестовой территории,  $V_{down}$  – скорость обратной миграции. Уравнения модели решаются численно, с заданием начальных условий для начала нерестовой миграции, нереста как такового и возврата на нагульные территории соответственно. Мигрирующая рыба Енисея идет на нерест несколько раз в жизни, но не ежегодно. Интервал между двумя последовательными нерестами варьирует от 2 (сиг) до 5 (сибирский осетр) лет.

Снижение активности радионуклидов в воде Енисея в зависимости от расстояния от Красноярского ГХК оценено на основе эмпирической аппроксимации имеющихся данных наблюдений [2, 10–11]. Численный анализ данных наблюдений проводился с использованием метода наименьших квадратов. Снижение активности в воде для всех нуклидов описано следующей двухэкспоненциальной зависимостью:

$$C_w(z) = C_0 + C_1 \cdot \exp(-N_1 \cdot z) + C_2 \cdot \exp(-N_2 \cdot z), \quad (5)$$

где  $C_w(x)$  – удельная активность в воде Енисея, Бк/л;  $C_0$  – фоновое значение удельной активности радионуклида в р. Енисей (низовья реки), Бк/л,  $z$  – расстояние от источника сбросов, км;  $C_1, C_2, N_1, N_2$  – эмпирические параметры, определенные для каждого нуклида с помощью данных наблюдений. Первая экспонента в формуле (5) отражает быстрое снижение удельной активности нуклидов вблизи источника сбросов, вторая – медленное снижение удельной активности на расстояниях более 100 км от источника. Численные значения параметров формулы (5) для  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$  приведены в табл. 1. Результаты расчетов по формуле (13) для удельной активности радионуклидов в воде р. Енисей в 1991 г., а также имеющиеся экспериментальные данные [10–11] показаны на рис. 1.

Таблица 1

**Параметры в двухэкспоненциальной зависимости (уравнение 13)**

Радионуклид	$C_0$ , Bq/L	$C_1$ , Bq/L	$C_2$ , Bq/L	$N_1$ , km <sup>-1</sup>	$N_2$ , km <sup>-1</sup>
$^{32}\text{P}$	0	25.0	2.5	0.075	0.0025
$^{137}\text{Cs}$	0.002	0.02	0.003	0.2	0.003
$^{65}\text{Zn}$	0	0.18	0.023	0.038	0.001

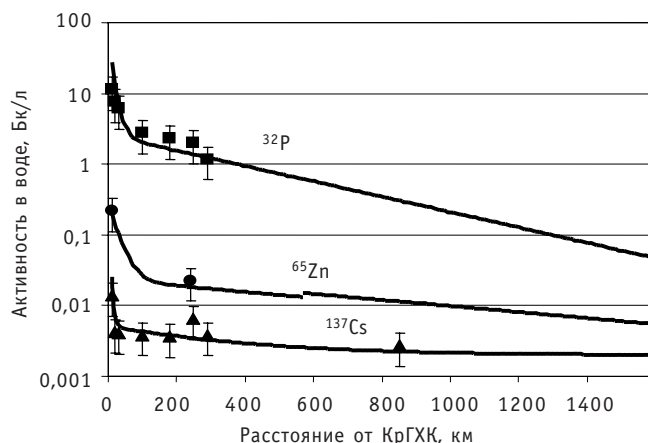


Рис. 1. Удельная активность  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{65}\text{Zn}$  в воде р. Енисей, 1991 г.: сплошные линии – расчет по формуле (5); маркеры – данные измерений

Как видно на рис. 1, простая двухэкспоненциальная модель адекватно описывает снижение удельной активности радионуклидов в воде на протяжении всего течения реки Енисей. Предполагая двухэкспоненциальную функцию снижения удельной активности радионуклидов в воде с расстоянием от КрГХК, уравнение (4) для переноса радионуклидов мигрирующей рыбой в период нерестовой миграции вверх по течению можно записать в следующем виде:

$$\frac{dy}{dt} = -\left(\lambda_p + \varepsilon_A \cdot \frac{W}{M}\right) \cdot y + \varepsilon_A \cdot \frac{W}{M} \cdot \frac{Q_1^A}{Q_{01}^A} \cdot [C_0 + C_1 \cdot (\exp(-N_1 \cdot (L_{\max} - Vt)) + \exp(-N_2 \cdot (L_{\max} - Vt)))] \quad (6)$$

Уравнение аккумуляции радионуклида в период обратной нерестовой миграции записывается сходным образом.

Динамика роста рыб (параметр  $dM/dt$ ) оценена на основе детальных данных многолетних наблюдений относительно увеличения веса рыб как функции их возраста [8–9], рост рыб аппроксимирован с помощью логистической модели роста. Параметры, характеризующие нерестовые миграции рыб Енисея, также оценены по данным биологических наблюдений [9]. Коэффициент накопления стабильного фосфора в рыбе оценен с использованием информации о концентрации элемента в воде Енисея [12–13] и в рыбе [14], это значение лежит в пределах  $10^4$ – $10^5$  и имеет сезонные вариации. Факторы накопления  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$  в пище мирной рыбы (бентосные беспозвоночные и моллюски) были предметом валидации модели, т.к. они экспериментально не определялись для реки Енисей. В расчетах использовался следующий диапазон:  $CF_{\text{food}}(^{65}\text{Zn})=(3-6) \cdot 10^3$ ;  $CF_{\text{food}}(^{137}\text{Cs})=(0.5-2) \cdot 10^3$ , что согласуется с данными для других водоемов [4].

Оценена долгосрочная динамика внутреннего облучения речных организмов, обитающих на расстояниях 16–80 км ниже по течению от КрГХК. При оценках доз внутреннего облучения использовались рассчитанные с помощью модели значения удельных активностей радионуклидов в водных организмах. Средние мощности доз от инкорпорированных гамма-излучателей рассчитаны с учетом геометрических характеристик организмов в соответствии с методами, изложенными в работах [15–16]; предполагалось, что бета-частицы полностью поглощаются внутри организмов. Средняя длина плотвы в реке Енисей равна 0.2 м, вес 0.17 кг; средняя длина щуки – 0.52 м, вес 1.2 кг. Факторы дозовой конверсии для  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{51}\text{Cr}$  и  $^{54}\text{Mn}$  представлены в табл. 2.

Таблица 2

### Факторы дозовой конверсии для внутреннего облучения биоты Енисея

Водные организмы	Фактор дозовой конверсии, Гр-год/Бк-кг				
	$^{32}\text{P}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{65}\text{Zn}$	$^{51}\text{Cr}$	$^{54}\text{Mn}$
Плотва	$9.6 \cdot 10^{-9}$	$3.9 \cdot 10^{-9}$	$5.8 \cdot 10^{-10}$	$5.0 \cdot 10^{-11}$	$8.8 \cdot 10^{-10}$
Щука	$9.6 \cdot 10^{-9}$	$4.3 \cdot 10^{-9}$	$8.8 \cdot 10^{-10}$	$7.5 \cdot 10^{-11}$	$1.3 \cdot 10^{-9}$
Моллюски	$9.6 \cdot 10^{-9}$	$3.5 \cdot 10^{-9}$	$1.7 \cdot 10^{-10}$	$1.5 \cdot 10^{-11}$	$2.6 \cdot 10^{-10}$

### РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Значения удельной активности  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$  в оседлой рыбе Енисея были рассчитаны как функция расстояния от КрГХК. Расчеты выполнены для плотвы (наиболее типичная мирная рыба в Енисее) и щуки (хищная рыба). Предполагалось, что основная часть  $^{32}\text{P}$  потребляется рыбой Енисея непосредственно из воды, поскольку как данные наблюдений [1, 10], так и экспериментов [17] показывают отсутствие какой-либо связи между трофическим (пищевым) статусом рыбы Енисея и удельной активностью  $^{32}\text{P}$  в ней. Также и концентрации стабильного фосфора не различаются значительно для рыб разных трофических уровней [14]. Результаты расчетов показали, что среднегодовая удельная активность  $^{32}\text{P}$  в рыбе в августе 1991 г. снижалась с 10000 Бк/кг на расстоянии 80 км от КрГХК до 120 Бк/кг на расстоянии 1500 км, что согласуется с экспериментально определенными уров-

ниями загрязнения  $^{32}\text{P}$  оседлой рыбы. В отличие от  $^{32}\text{P}$ , накопление  $^{137}\text{Cs}$  рыбой зависит от типа питания рыбы. Удельная активность радионуклида в щуке Енисея примерно в 2 раза выше, чем в плотве, что соответствует данным измерений. Измеренные значения фактора накопления  $^{137}\text{Cs}$  енисейской плотвой составляли  $1000 \pm 500$ , щукой –  $3500 \pm 1000$  [1]. Удельная активность  $^{137}\text{Cs}$  в оседлой рыбе не снижается на расстояниях 100–1500 км от места сбросов оставаясь в пределах 4–13 Бк/кг, что как минимум на 2 порядка ниже, чем активность  $^{32}\text{P}$  в рыбе. Данные измерений  $^{137}\text{Cs}$  в оседлой рыбе для августа 1991 г. [10] подтверждают адекватность модельной реконструкции; вычисленные и измеренные уровни  $^{137}\text{Cs}$  в оседлой рыбе Енисея находятся в согласии в пределах неопределенности самих данных измерений. В отличие от  $^{137}\text{Cs}$ , удельная активность  $^{65}\text{Zn}$  в плотве выше, чем в щуке, поскольку пища плотвы (пресноводные моллюски и бентосные беспозвоночные) сильно аккумулируют цинк [18]. Измеренные факторы накопления  $^{65}\text{Zn}$  в плотве составляют  $2300 \pm 1600$ , а в щуке –  $700 \pm 400$  [1]. В 1991 г. удельная активность  $^{65}\text{Zn}$  в рыбе Енисея была 200 – 300 Бк/кг на расстоянии 50–100 км и снижалась до 10–20 Бк/кг на расстояниях, превышающих 1000 км. Результаты расчетов удельной активности  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$  в оседлой рыбе Енисея в 1991 г. представлены в сравнении с данными наблюдений на рис. 2. Неопределенность модельных оценок обусловлена неопределенностями определения параметров биологического выведения радионуклида и факторов накопления радионуклида в пище мирных видов рыб.

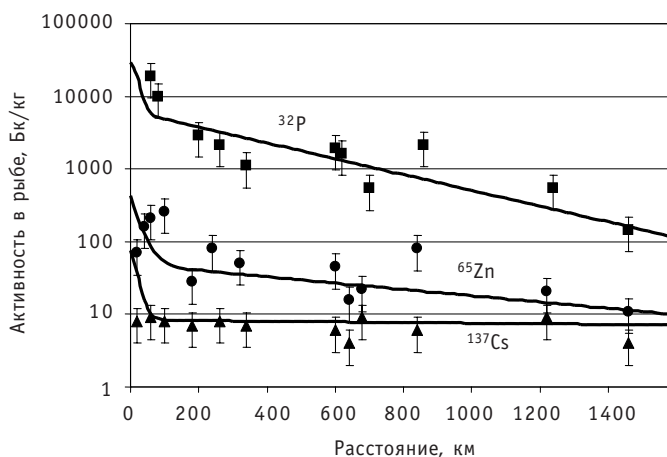


Рис. 2. Удельная активность  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{65}\text{Zn}$  в воде р. Енисей, 1991 г.: сплошные линии – расчет по модели; маркеры – данные измерений

Загрязнение мигрирующих видов в Енисее рассчитано как функция времени с момента первой нерестовой миграции. Расчеты выполнены для сига, живущего большую часть времени в дельте Енисея и мигрирующего на нерест раз в два года на расстояние 400–800 км вверх по течению Енисея. Расчеты по модели показали, что мигрирующая рыба может накапливать дополнительное количество радионуклидов в нерестовый период. В соответствии с расчетами, равновесие между  $^{32}\text{P}$  удельной активностью в рыбе и воде устанавливается в пределах нескольких дней, поэтому удельная активность  $^{32}\text{P}$  в мигрирующих особях в период нерестовой миграции не отличается от оседлых видов. Расчетную динамику удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  в сига демонстрирует рис. 3. В соответствии с модельными предсказаниями удельная активность  $^{137}\text{Cs}$  в сига увеличивается в 3 раза за те 3–4 мес., которые рыба проводит в Енисее (реке). За период нахождения в дельте удельная

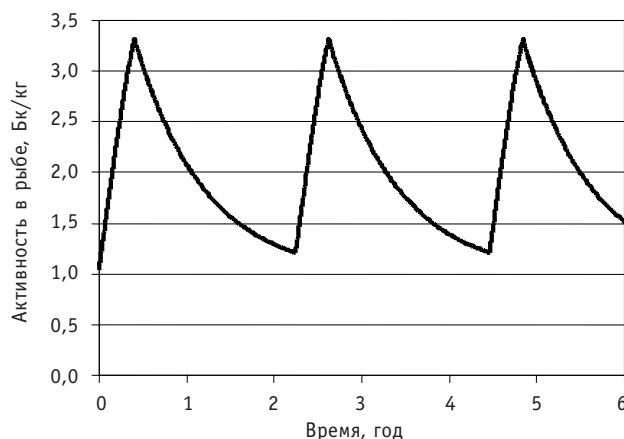


Рис. 3. Динамика удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  в мигрирующей рыбе р. Енисей (сиг), начиная с момента первого нереста (1994–2000 гг.)

активность  $^{137}\text{Cs}$  в сиге постепенно снижается до регионального фонового уровня. В соответствии с модельными расчетами, биоаккумуляция радиоцезия мигрирующей рыбой Енисея ниже, чем оседлой, т.к. мигрирующие особи не питаются в период нерестовой миграции.

Результаты расчетов среднегодовых мощностей доз внутреннего облучения биоты Енисея представлены в табл. 3. Максимальные мощности дозы имели место в 1975–1980 гг. и варьировали от 11 (хищная рыба) до 63 мГр/год (моллюски). Эти уровни были в несколько раз выше природного фона, который для организмов Енисея оценен в 0,7–4 мГр/год [1]. Главный вклад во внутреннее облучение биоты Енисея дает  $^{32}\text{P}$  (до 95%).

Максимальная мощность дозы внутреннего облучения рыб Енисея даже в период времени 1975–1980 гг. составляла 0,01–0,08 мГр/сут. В работах [19–21] на основе анализа большого количества литературных данных по хроническому облучению гидробионтов было показано, что при мощностях дозы ниже уровня 1 мГр/сут не обнаруживаются повреждающих эффектов ионизирующего излучения на уровне организма или популяции. Это позволяет сделать вывод об отсутствии значимого радиэкологического влияния сбросов Красноярского ГХК на видовое разнообразие ихтиофауны реки Енисей.

Таблица 3

**Оценки среднегодовых доз внутреннего облучения биоты Енисея**

Период времени	Доза внутреннего облучения, Гр/год		
	Плотва	Щука	Моллюски
1975 – 1980	$(1.8 \pm 0.9) \cdot 10^{-2}$	$(1.1 \pm 0.5) \cdot 10^{-2}$	$(6.3 \pm 3.2) \cdot 10^{-2}$
1981 – 1986	$(1.5 \pm 0.7) \cdot 10^{-2}$	$(0.9 \pm 0.4) \cdot 10^{-2}$	$(5.1 \pm 2.7) \cdot 10^{-2}$
1987 – 1992	$(1.1 \pm 0.5) \cdot 10^{-2}$	$(0.6 \pm 0.3) \cdot 10^{-2}$	$(3.7 \pm 1.9) \cdot 10^{-2}$
1993 – 2000	$(3.2 \pm 1.4) \cdot 10^{-4}$	$(2.6 \pm 1.1) \cdot 10^{-4}$	$(1.1 \pm 0.5) \cdot 10^{-3}$

**Выводы**

Накопление  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$  рыбой реки Енисей реконструировано с помощью радиэкологической модели. Сравнение результатов расчетов и имеющихся данных измерений подтвердило корректность модельных оценок и способность мо-

дели реконструировать перенос  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$  разными экологическими группами рыб Енисея. Снижение удельной активности  $^{32}\text{P}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$  в оседлой рыбе Енисея связано в основном со снижением удельной активности этих нуклидов в воде. Наиболее высокие удельные активности в оседлой рыбе Енисея оценены для  $^{32}\text{P}$ . Накопление  $^{32}\text{P}$  рыбой зависит от размера (возраста, веса) рыбы и не зависит от ее трофического статуса. Удельные активности  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{65}\text{Zn}$  в оседлой рыбе Енисея значительно ниже, но они снижаются медленнее с расстоянием от КрГХК. В соответствии с модельными расчетами, удельная активность  $^{137}\text{Cs}$  в мигрирующей рыбе ниже, чем оседлых видах. Максимальные мощности дозы внутреннего облучения водных организмов имели место в 1975–1980 гг. и находились в пределах 11–63 мГр/год, превышая в несколько раз природный фон.

### Литература

1. Крышев И.И., Рязанцев Е.П. Экологическая безопасность ядерно-энергетического комплекса России. – М.: ИздАТ, 2000. – 384 с.
2. Вакуловский С.М., Крышев А.И., Тертышник Э.Г. и др. Накопление  $^{32}\text{P}$  в рыбе Енисея и реконструкция дозы облучения населения // Атомная энергия. – 2004. – Вып. 97, № 1. – С. 61-67.
3. Sazykina T.G. ECOMOD – An ecological approach to radioecological modeling // Journal of Environmental Radioactivity. – 2000. – V. 50(3). – P. 207-220.
4. Kryshev A.I., Ryabov I.N. A dynamic model of  $^{137}\text{Cs}$  accumulation by fish of different age classes // Journal of Environmental Radioactivity. – 2000. – V. 50(3). – P. 221-233.
5. Крышев А.И., Рябов И.Н. Модель расчета загрязнения рыб  $^{137}\text{Cs}$  и ее применение для озера Кожановского (Брянская область) // Радиационная биология. Радиоэкология. – 2005. – Вып. 45, № 3. – С. 338-345.
6. Крышев А.И., Носов А.В. Радиоэкологическая модель переноса  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в речной системе Исеть – Тобол – Иртыш // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 3. – С. 16-25.
7. Пирожников П.Л. Гидробиологические исследования северных эстуариев и приустьевых районов северных морей СССР / Труды Всесоюзного гидробиологического общества. – 1981. – Т. 24. – С. 72-89.
8. Тюльпанов М.А. Анализ состояния запасов и реорганизация промысла ценных рыб в низовьях Енисея // Проблемы рыбного хозяйства водоемов Сибири. – Тюмень, 1971. – С. 102-127.
9. Подлесный А.В. Рыбы Енисея, условия их обитания и использование // Известия ВНИОРХ. – 1958. – Т. 44. – С. 97-179.
10. Носов А.В., Ашанин М.В., Иванов А.Б., Мартынова А.М. Радиоактивное загрязнение реки Енисей, обусловленное сбросами Красноярского горно-химического комбината. // Атомная энергия. – 1993. – Вып. 74, № 2. – С. 144-150.
11. Махонько К.П. (Ред.). Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 1991 г. – Обнинск: Росгидромет, НПО «Тайфун», 1992. – 339 с.
12. Жадин В.И., Герд С.В. Реки, озера и водохранилища СССР, их флора и фауна. – М.: Министерство просвещения, 1961. – 599 с.
13. Holmes R.M., Peterson B.J., Zhulidov A.V., et al. Nutrient chemistry of the Ob and Yenisey Rivers (Siberia): results from June 2000 expedition and evaluation of long-term data sets // Marine Chemistry. – 2001. – V. 75(3). – P. 219-227.
14. Будагян Ф.Е. (Ред.). Таблицы химического состава и питательной ценности пищевых продуктов. – М.: Медгиз, 1961. – 603 с.
15. Крышев И.И., Сазыкина Т.Г. Математическое моделирование миграции радионуклидов в водных экосистемах. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 151 с.
16. Kryshev A.I., Sazykina T.G., Strand P., Brown J.E. Radioecological model for dose estimation to Arctic marine biota // Proceedings of the 5<sup>th</sup> International Conference on Environmental Radioactivity in the Arctic and Antarctic, St. Petersburg, 16 – 20 June 2002. – NRPA, Norway, 2002. – P. 326-329.
17. Сауров М.М., Коротков К.Б., Гнеушева Г.И. и др. О роли пресноводной рыбы как возможного поставщика в организм человека  $^{32}\text{P}$  в условиях загрязнения этим радионуклидом природных водоемов // Радиоэкология водных организмов. Вып. 2. Рига: Зинатне, 1972. – С. 177-184.

18. Берман Ш.А., Илзиль А.Э. Распределение микроэлементов марганца, железа, меди и цинка в органах и тканях пресноводных промысловых рыб//Микроэлементы в организме рыб и птиц. – Рига: Зинатне, 1968. – С. 5-17.

19. Sazykina T.G., Kryshev A.I. EPIC database on the effects of chronic radiation in fish: Russian/FSU data // Journal of Environmental Radioactivity. – 2003. – V. 68(1). – P. 65-87.

20. Kryshev A.I., Sazykina, T.G. Comparative analysis of radiosensitivity of fish eggs from northern and temperate climate // Radioprotection. – 2005. – V. 40(1). – P. 217-221.

21. Kryshev A.I., Sazykina T.G., Badalian K.D. Mathematical simulation of dose-effect relationships for fish eggs exposed chronically to ionizing radiation//Radiation and Environmental Biophysics. – 2006. – V. 45(3). – P. 195-201.

Поступила в редакцию 13.04.2007



# ОСОБЕННОСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРА МИР ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО МОДЕЛИРОВАНИЮ АВАРИЙНЫХ И ПЕРЕХОДНЫХ РЕЖИМОВ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

**В.В. Калыгин, А.П. Малков**  
*ГНЦ РФ НИИАР, г. Димитровград*



Приведены результаты экспериментального изучения влияния различных факторов на значение эффекта реактивности при обезвоживании петлевого канала реактора МИР. Выявлены общие закономерности изменения эффекта реактивности.

Реактор МИР предназначен для проведения ресурсных испытаний новых конструкций ТВС, фрагментов ТВС и отдельных твэлов ядерно-энергетических установок различного назначения [1]. Одновременно в реакторе можно испытывать несколько экспериментальных ТВС (ЭТВС), отличающихся конструкцией, содержанием делящегося материала в твэлах, требуемым уровнем энерговыделения, видом и параметрами охлаждающего теплоносителя. Это обеспечивается за счет принятой для реактора МИР канальной конструкции и особой структуры активной зоны: петлевые каналы расположены во втором и третьем ряду бериллиевой кладки таким образом, что каждый из них окружен шестью каналами с рабочими ТВС (рис. 1).

На стыке граней бериллиевых блоков размещены органы регулирования системы управления и защиты (СУЗ) – стержни с поглощающей композицией на основе диспрозия. Вокруг каждого петлевого канала расположено от трех до пяти регуляторов. Кроме того, для компенсации реактивности используют двенадцать компенсаторов с топливной догрузкой, которые расположены по оси бериллиевых блоков четвертого ряда кладки активной зоны. Компенсатор с догрузкой представляет собой рабочую ТВС, соединенную с расположенной над ней кадмиевой трубой, очехлованной нержавеющей сталью.

Реактор эксплуатируется в режиме частичных перегрузок топлива. После каждой кампании вместо выгоревших рабочих ТВС в активную зону загружаются «свежие», в количестве, необходимом для обеспечения запаса реактивности, требуемого для очередной кампании. Таким образом, в активной зоне одновременно находятся ТВС с различным выгоранием, что наряду с регулированием поглощающими стержнями, широко используют для согласования заданных режимов испытания в петлевых каналах.

© *В.В. Калыгин, А.П. Малков, 2007*

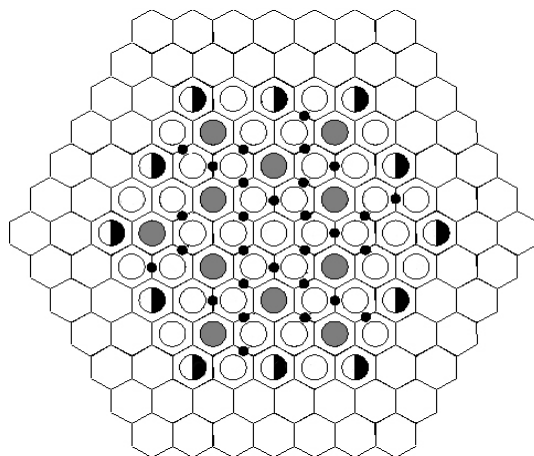


Рис. 1. Картограмма активной зоны и отражателя реактора МИР: ● – стержень аварийной защиты и компенсации реактивности; ○ – канал с рабочей ТВС; ◐ – петлевой канал; ◑ – компенсатор реактивности с топливной догрузкой; ⬡ – бериллиевый блок

Конструкция реактора, позволяющая размещать в активной зоне экспериментальные устройства различного типа, его оснащённость петлевыми установками, удовлетворяющими современным требованиям по безопасности, большой опыт проведения петлевых испытаний, наличие квалифицированного персонала обеспечивает возможность проведения в реакторе широкого спектра исследований [2]. Это послужило основанием для принятия решения об использовании реактора МИР в качестве базы по проведению экспериментов, в которых моделируются условия работы топлива, характерные для аварийных и переходных режимов водоохлаждаемых реакторов.

Практически все проводившиеся ранее в реакторе МИР петлевые испытания выполняли с целью получения экспериментальных данных о ресурсе и работоспособности твэлов и ТВС новых конструкций при стационарном уровне энерговыделения и заданных параметрах теплоносителя. Для решения таких задач, как правило, в течение кампании не требовалось изменять исходные условия испытания. Если же по каким-то причинам была необходима незначительная регулировка параметров, то такие операции выполняли плавно, постепенно.

Характерная особенность экспериментов по моделированию аварийных и переходных режимов состоит в резком изменении в достаточно широких пределах таких параметров, как энерговыделение в топливе, расход теплоносителя, давление в контуре охлаждения. Например, при моделировании скачкообразного увеличения мощности твэлов типа ВВЭР линейная мощность должна быть увеличена с 250–300 до 550–600 Вт/см за время ~ 10 мин [3]. При реализации режимов, подобных максимальной проектной аварии (МПА) ВВЭР-1000, давление на выходе из петлевого канала за первые 10 с необходимо снизить с 16.0 до 4.0 МПа [4]. Для реактора МИР такие эксперименты являлись на момент планирования работ новым классом петлевых испытаний, которые не были предусмотрены на стадии его создания. Поэтому для их проведения необходимо изучить возможности реактора по реализации требуемых условий испытания, а также всесторонне исследовать вопросы обеспечения безопасности при выполнении экспериментов.

Быстрое увеличение мощности ЭТВС, снижение расхода теплоносителя через петлевой канал, резкий сброс давления в нем – все эти операции, характерные для рассматриваемых испытаний, вызывают или могут вызвать изменение агрегатно-

го состояния теплоносителя и запаривание петлевого канала. В условиях реактора МИР это приводит к вводу положительной реактивности [5]. Учитывая, что время протекания процессов (особенно в аварийных ситуациях), как правило, мало, а вводимая положительная реактивность может достигать существенных значений (до  $2\beta_{эф}$ ), можно констатировать, что безопасное проведение таких экспериментов в реакторе возможно лишь при соблюдении специальных мер, уменьшающих воздействие экспериментального устройства на реактор.

Одним из основных критериев представительности испытаний ЭТВС в исследовательском реакторе принято считать линейную мощность твэлов. Для обеспечения требуемых ее значений в процессе подготовки и проведения эксперимента могут быть использованы различные методы. Например, на стадии проектирования, в зависимости от решаемых задач, может варьироваться конструкция и состав ЭТВС и петлевого канала. При подготовке эксперимента большое значение имеет положение петлевого канала с ЭТВС в активной зоне и выгорание топлива в окружающих его рабочих ТВС. Непосредственно в процессе проведения эксперимента линейная мощность твэлов определяется мощностью реактора и глубиной погружения ближайших к петлевому каналу органов СУЗ. Комбинируя перечисленные методы, в активной зоне формируют распределение плотности потока нейтронов, обеспечивающее необходимую линейную мощность твэлов во всех одновременно испытываемых ЭТВС.

Значение эффекта реактивности при обезвоживании петлевого канала также зависит от распределения плотности потока нейтронов в активной зоне. Поэтому уже на стадии подготовки эксперимента при выборе того или иного метода формирования условий испытаний необходимо знать, как повлияет его применение на значение эффекта реактивности при плановом или аварийном снижении плотности воды в петлевом канале.

Такие исследования были проведены на критической сборке – физической модели реактора МИР, которая служит основным инструментом для получения экспериментальных данных о нейтронно-физических характеристиках активной зоны.

В пределах активной зоны и отражателя геометрические размеры и материальный состав критической сборки соответствуют реакторным. Малая мощность критической сборки (до 5 Вт) исключает необходимость применения громоздких, тяжеловесных конструкций биологической защиты, что обеспечивает легкий доступ к любым узлам и устройствам. Кратковременность проведения экспериментов не приводит к сильной активации твэлов, следовательно, не требуется применять дистанционные устройства для операций сборки-разборки, проведения активационных измерений облученных изделий. В то же время в активной зоне критической сборки в основном происходят те же физические процессы, что и в реакторе. Все это позволяет достаточно быстро получать широкий спектр достоверных экспериментальных результатов.

Анализ результатов многочисленных исследований, выполненных с ЭТВС различного типа, в различных по конструкции петлевых каналах, при разных условиях проведения эксперимента, показал, что хотя абсолютные значения эффекта реактивности существенно отличаются, характер его изменения в зависимости от изменения какого-либо параметра одинаков для всех рассмотренных случаев.

Проведенные исследования позволили выявить следующие общие закономерности изменения эффекта реактивности:

- при изменении массы U-235 в рабочих ТВС, окружающих петлевой канал, в диапазоне 1,0–0,6 от номинального значения, эффект реактивности уменьшается почти в 5 раз (рис. 2а);

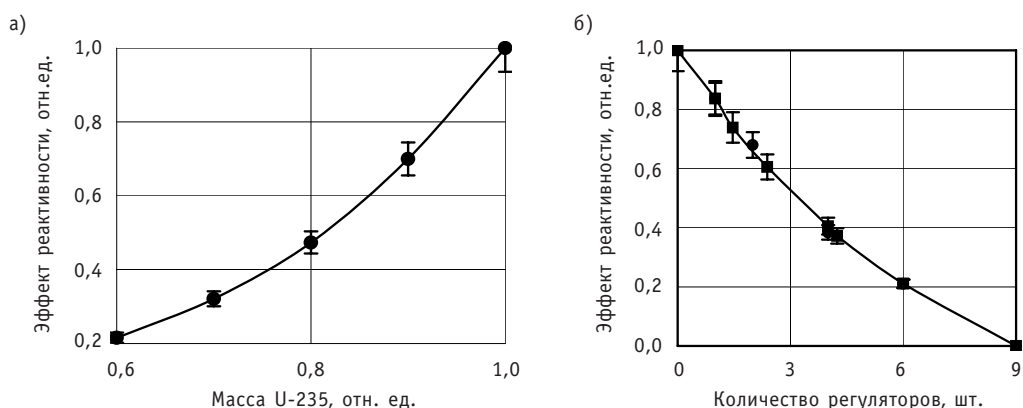


Рис. 2. Изменение эффекта реактивности при удалении воды из петлевого канала в зависимости от массы U-235 в окружающих рабочих ТВС (а), количества погруженных рядом органов регулирования (б)

- ввод в активную зону ближайших к петлевому каналу органов регулирования существенно уменьшает значение эффекта реактивности (рис.2б);
- основная доля эффекта реактивности (до 80%) приходится на полости канала, не содержащие топлива (рис. 3а);
- уменьшение объема воды в петлевом канале за счет вытеснения ее конструкционными материалами приводит к уменьшению значения эффекта реактивности (рис. 3б);
- размещение петлевого канала с ЭТВС в третьем ряду активной зоны по сравнению со вторым рядом (при прочих одинаковых условиях) приводит к уменьшению эффекта реактивности в 1,6 раза.

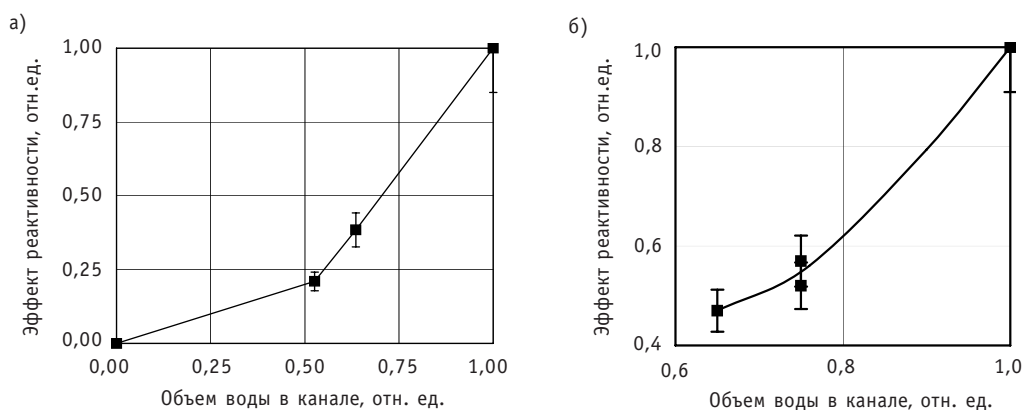


Рис. 3. Изменение эффекта реактивности: а – при последовательном удалении воды из полостей петлевого канала («0–0,53» – объем, содержащий топливо); б – при вытеснении воды конструкционными материалами

Одно из важных условий проведения экспериментов – моделирование характерного для данного типа реакторов водно-химического режима теплоносителя. В частности, при испытаниях твэлов ВВЭР необходимо введение в теплоноситель петлевой установки раствора борной кислоты с концентрацией 10 г/л. Проведенные исследования показали, что наличие борной кислоты снижает запас реактивности реактора, и приводит к увеличению эффекта реактивности от удаления теплоносителя из петлевого канала (рис. 4).

Для учета факторов, отличающих реактор от критсборки, были проведены дополнительные исследования. Оценка изменения значения эффекта реактивности

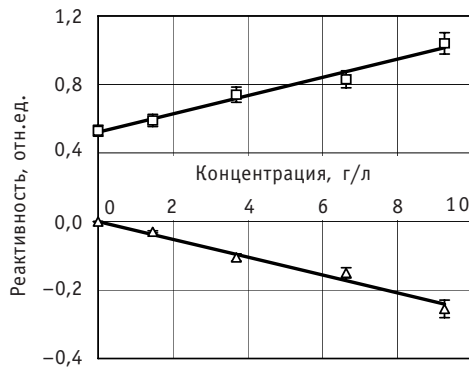


Рис. 4. Изменение эффекта реактивности при осушении петлевого канала (□) и запаса реактивности реактора (Δ) в зависимость от концентрации борной кислоты в теплоносителе петлевой установки

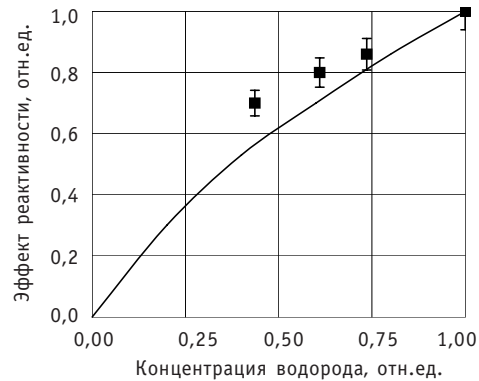


Рис. 5. Изменение эффекта реактивности в зависимости от ядерной концентрации водорода: — — расчетная зависимость для пароводяной смеси; ■ — экспериментальные данные для жидкостей с различной ядерной концентрацией водорода (вода, ацетон, бензол, фурфурол)

в зависимости от плотности воды получена экспериментально. В качестве аналога уменьшения плотности воды были использованы органические жидкости с меньшей, чем у воды ядерной концентрацией водорода – ацетон, бензол, фурфурол. Ядерная концентрация водорода в этих веществах по отношению к ядерной концентрации водорода в воде составляет 73,6, 61,0, 43,6% соответственно. Результаты исследований представлены на рис. 5. Их анализ показывает, что значения эффекта реактивности в реальных реакторных условиях, на 25–30% (в зависимости от параметров теплоносителя) ниже, чем полученные на критсборке.

Существенным отличием нейтронно-физических условий реактора и критсборки является отравление бериллиевой кладки реактора из-за накопления ядер  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$ , обладающих большим сечением поглощения тепловых нейтронов. В результате  $(n, \alpha)$  реакции из  $^9\text{Be}$  получается  $^6\text{Li}$ . Взаимодействие последнего с нейтроном приводит к образованию трития, который, распадаясь, превращается в  $^3\text{He}$ . При характерных для реактора МИР режимах работы были проведены расчеты накопления  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  и соответствующей потери реактивности. Концентрация ядер  $^6\text{Li}$  в течение первых двух лет работы реактора на мощности выходит на стационарный уровень.

Ядерная концентрация трития из-за большого периода полураспада не достигает стационарного уровня и постоянно увеличивается в процессе работы реактора. Во время остановок реактора часть трития переходит в  $^3\text{He}$ . Чем больше срок эксплуатации бериллия и продолжительнее остановка, тем выше на момент ее окончания концентрация  $^3\text{He}$ . После выхода реактора на мощность часть  $^3\text{He}$  при взаимодействии с нейтронами вновь превращается в тритий, высвобождая реактивность. Тем не менее, концентрация  $^3\text{He}$  в бериллии со временем монотонно возрастает.

Накопление в процессе эксплуатации реактора в кристаллической решетке бериллия нуклидов с большим сечением захвата тепловых нейтронов привело к значительному изменению нейтронно-физических характеристик активной зоны. Расчетный анализ показал (рис. 6), что за двадцать лет эксплуатации бериллиевой кладки суммарная потеря реактивности из-за накопления  $^6\text{Li}$  и  $^3\text{He}$  составила около 8%  $\Delta K_{эф}/K_{эф}$ , причем, более половины этой величины (~ 55%) приходится на изменение концентрации  $^6\text{Li}$  в течение первых двух лет работы реактора.

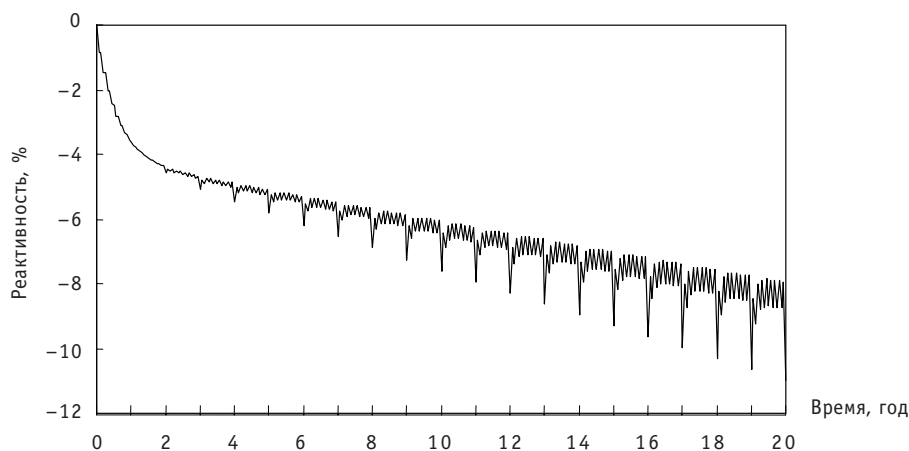


Рис. 6. Изменение реактивности в результате накопления  ${}^6\text{Li}$  и  ${}^3\text{He}$  в зависимости от времени работы реактора

Уменьшение реактивности из-за увеличения ядерной концентрации  ${}^3\text{He}$  ограничивает продолжительность остановки реактора. В результате расчетных исследований установлено, что допустимая продолжительность остановки реактора, после которой он с максимальной загрузкой топлива еще может быть выведен на мощность, значительно уменьшается со временем. Так, если после пяти лет эксплуатации

бериллиевой кладки допустимая продолжительность остановки составляет 15 мес., то после тридцати лет — всего 1,5 мес. Невозмущенная критическая загрузка (критическая загрузка топлива при извлеченных органах СУЗ) возросла с 6,5 до 9 ТВС. Для оценки изменения других параметров были проведены эксперименты с использованием одних и тех же элементов активной зоны (рабочие ТВС, органы СУЗ), которые поочередно загружали сначала в критсборку, а затем в реактор. Сравнение результатов измерений показало [6], что вследствие двадцатилетней эксплуатации бериллия в реакторе, как эффективность органов регулирования, так и значения эффектов реактивности уменьшились вдвое.

Используя представленные выше результаты, можно определять значение эффекта реактивности в реальных реакторных условиях. Для этого необходимо расчетом или в экспериментах на критсборке получить абсолютное значение эффекта для конкретных условий. Затем, используя полученные зависимости, ввести поправку на отравление бериллия и поправку на реальную плотность теплоносителя. Полученные результаты крайне важны на стадии разработки конструкции новых экспериментальных устройств, а также при планировании и обосновании безопасности проведения экспериментов.

### Литература

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/Под ред. проф. В.А. Цыканова. — Димитровград: НИИАР, 1991. — 103 с.
2. Аверьянов П.Г., Залетных Б.А., Клочков Е.П. и др. Развитие и совершенствование исследовательских материаловедческих реакторов института и внутриреакторных методов исследования/Препринт. НИИАР-2(455). — Димитровград, 1981.
3. Грачев А.Ф., Калыгин В.В., Малков А.П. и др. Изучение возможности проведения в реакторе МИР экспериментов со скачкообразным увеличением мощности твэлов//Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерная техника и технология. — 1993. — Вып. 1. — С. 41-49.
4. Ижutow А.Л., Калыгин В.В., Малков А.П. и др. Испытания в реакторе МИР твэлов водоохлаждаемых реакторов в режимах аварий с потерей теплоносителя (методические вопросы)/Сбор-

ник докладов Отраслевого совещания «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов». – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. – Т. 2. – С. 75-87.

5. *Калыгин В.В., Малков А.П.* Влияние методов формирования режимов облучения на значение эффекта реактивности при обезвоживании петлевых каналов реактора МИР/Сборник трудов НИИАР. – 1996. – Вып. 4.

6. *Анисимков О.В., Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В.* Влияние отравления бериллия на нейтронно-физические характеристики реактора МИР//Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерная техника и технология. – 1993. – Вып. 1. – С. 49-52.

Поступила в редакцию 22.05.2007



УДК 621.039.51

## **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МОДЕЛИ МАЛОЙ РАЗМЕРНОСТИ ДЛЯ ВОССТАНОВЛЕНИЯ ПОЛЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ПО ПОКАЗАНИЯМ БОКОВЫХ ИОНИЗАЦИОННЫХ КАМЕР\***

**А.А. Семенов, Н.О. Рябов, Н.В. Щукин, В.С. Харитонов**

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет), г. Москва*



В статье изложен метод восстановления поля энерговыделения в активной зоне реактора ВВЭР-1000 по показаниям боковых ионизационных камер. Подход основан на использовании модели малой размерности активной зоны, которая получается на основе прецизионной модели с использованием базиса главных компонент и метода выбора минимального подмножества. Проведены расчеты, показывающие пригодность предлагаемого подхода.

### **ЗАДАЧА ВОССТАНОВЛЕНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ПО ПОКАЗАНИЯМ БОКОВЫХ ИОНИЗАЦИОННЫХ КАМЕР**

Наиболее полную экспериментальную информацию о распределении нейтронного потока в активной зоне реактора ВВЭР дают датчики системы внутриреакторного контроля. Так, в ВВЭР-1000 расположено 448 таких датчиков – детекторов прямого заряда. Недостатком этих измерительных устройств является существенная временная задержка (~ 1 мин) реакции их показаний при изменении нейтронного потока. Поэтому и оценки поля энерговыделения в режимах, вызванных передвижениями ОР СУЗ, будут неактуальны по отношению к локальным всплескам энерговыделения. Боковые ионизационные камеры (БИК) обладают большим, по сравнению с датчиками ВРК, быстродействием, однако несут меньше информации о поле энерговыделения.

Благодаря своему быстродействию, в настоящее время для поддержания параметров безопасности в РУ в допустимых пределах используется аппаратура контроля нейтронного потока (АКНП), которая вырабатывает сигналы защит на основании обработки токов БИК. В то же время известно, что максимум локальной мощности при одинаковых показаниях БИК может сильно варьироваться в зависимости от конфигурации активной зоны. Поэтому желательна разработка алгоритма, который позволил бы учесть эту зависимость при обработке токов БИК. При

© А.А. Семенов, Н.О. Рябов, Н.В. Щукин, В.С. Харитонов, 2007

\* Работа выполнена при поддержке РФФИ (грант 05-08-01421а)

этом алгоритм должен быть достаточно быстродействующим, что необходимо для его использования в обеспечении безопасности реактора. На 3 блоке Калининской АЭС эту задачу попытались решить применением алгоритмов, реализованных в аппаратуре контроля энерговыделения (АКЭ)[1]. Алгоритмы, применяемые в АКЭ, удовлетворяют приведенному выше требованию. Однако они не позволяют получить трехмерное энергораспределение, восстанавливая распределение энерговыделения по высоте активной зоны.

В системе АКЭ высотный профиль энерговыделения представляется как суперпозиция трех функций, являющихся линейной комбинацией синусоид. Такое количество функций обусловлено использованием показаний трех датчиков БИК, расположенных по высоте в одной «гирлянде». При этом в данной методике информация об объемном поле энерговыделения представлена в виде коэффициента радиальной неравномерности и коэффициентов разложения высотного профиля по трем базисным функциям. Это приводит к значительной потере информации при восстановлении поля энерговыделения.

Одному и тому же набору показаний БИК могут соответствовать различные пространственные распределения энерговыделения. Форма поля энерговыделения зависит от конфигурации активной зоны (топливной загрузки, расположения ОР СУЗ и т.д.) и от многих других параметров (температуры теплоносителя и топлива, параметров конструкционных материалов). Влияние конфигурации активной зоны и параметров среды на распределение энерговыделения наиболее естественно учитывать с помощью детальной модели активной зоны реактора.

В настоящей работе предлагается другое решение задачи восстановления поля энерговыделения по показаниям БИК. Поставлена задача определения связи между показаниями датчиков и формой поля нейтронного потока, минимизирующей ошибку определения формы поля энерговыделения при заданных показаниях БИК.

### **ПОСТРОЕНИЕ НЕЛИНЕЙНОЙ МОДЕЛИ ПОЛЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ**

Поставленную задачу можно трактовать как поиск нелинейной алгебраической связи между двумя векторами данных. Один вектор – входной – определяется показаниями БИК, положением ОР СУЗ и температурами теплоносителя в петлях. Другой вектор – выходной – описывает форму пространственного распределения энерговыделения. Методом установления связи, о котором пойдет речь в данной работе, является метод поиска минимального подмножества (Minimal Subset Selection – MSS)[2]. При использовании данного метода оценку формы поля энерговыделения можно получить за приемлемое время, работая только с наборами данных небольшой размерности. Поэтому задача решалась в два этапа:

- 1) снижение размерности пространства состояний детальной модели активной зоны;
- 2) построение модели активной зоны малой размерности.

### **СНИЖЕНИЕ РАЗМЕРНОСТИ ПРОСТРАНСТВА СОСТОЯНИЙ**

Представим активную зону реактора  $\Omega$  как совокупность  $J$  ячеек  $V_i$ , в которых определяется среднее энерговыделение  $q_i$ . Вектор  $\vec{q} = \{q_1, q_2, \dots, q_J\}$  будем называть вектором состояния поля энерговыделения.

Большая размерность вектора  $\vec{q}$  приводит к неприемлемым вычислительным затратам при его восстановлении. Для увеличения оперативности алгоритма восстановления формы поля энерговыделения, ее целесообразно представить в виде линейной комбинации небольшого количества векторов. Таким образом, возникает задача снижения количества параметров, описывающих форму поля энерговыделения.

Решение этой задачи сводится к поиску набора векторов, которые позволяют наилучшим образом описывать форму поля энерговыделения. Метод главных компонент (МГК) [3] заключается в вычислении набора векторов, на основе выборки характерных векторов состояний системы. Этот набор векторов называется базисом главных компонент (БГК). Он должен обладать следующими свойствами:

- 1) вектора в наборе образуют ортогональный базис;
- 2) среднеквадратичная ошибка разложения по этому базису векторов состояния системы, из входного набора состояний минимальна.

Алгоритм вычисления БГК сводится к следующим основным шагам. Пусть задан набор векторов состояния системы (в интересующем нас случае – векторов распределения энерговыделения). Вектора в этом наборе задают столбцы матрицы  $X = \{\vec{q}_1, \vec{q}_2, \dots, \vec{q}_N\}$ . Определим матрицу  $Q$ , элементы которой равны скалярным произведениям:

$$Q_{i,j} = (\vec{q}_i, \vec{q}_j).$$

Вычислим собственные числа  $\lambda_i$  и собственные вектора  $\vec{g}_i$  матрицы  $Q$ , решив задачу на собственные значения:

$$Q\vec{g}_i = \lambda_i \vec{g}_i.$$

Матрица  $Q$  положительно определена и симметрична, и собственные числа действительны и неотрицательны [5]. Если собственные числа расположить в порядке убывания  $\lambda_1 > \lambda_2 > \dots > \lambda_N$ , то можно показать, что вектора

$$\vec{b}_i = \frac{1}{\lambda_i} X\vec{g}_i,$$

соответствующие  $n$  первым собственным числам, удовлетворяют требованиям 1 и 2.

Представим поле энерговыделения как линейную комбинацию базисных функций:

$$\vec{q}_i = \sum_{j=1}^n (\vec{q}_i, \vec{b}_j) \vec{b}_j + \sum_{j=n+1}^N (\vec{q}_i, \vec{b}_j) \vec{b}_j.$$

При этом достигается минимум квадратичной нормы:

$$\epsilon_n = \sum_{i=1}^N \left\| \sum_{j=n+1}^N (\vec{q}_i, \vec{b}_j) \vec{b}_j \right\|^2.$$

Отсюда вытекает способ приближенного описания характерных форм поля энерговыделения, минимизирующий среднеквадратичную ошибку по отношению к характерным состояниям поля энерговыделения.

## ПОЛУЧЕНИЕ НЕЛИНЕЙНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА МАЛОЙ РАЗМЕРНОСТИ

Зависимость восстановленного энергораспределения от показаний боковых ионизационных камер и положений ОР СУЗ имеет нелинейный характер. Информацию о виде этой зависимости можно получить, анализируя измерения внутриреакторными датчиками распределение мощности при различных положениях ОР СУЗ и температурах теплоносителя. Те же данные можно получить из детальной математической модели активной зоны, рассчитывая с ее помощью различные реализации энергораспределения и соответствующие им наборы показаний БИК.

Задача состоит в построении интерполирующего нелинейного оператора

$\mathbf{f}: \vec{y} = \mathbf{f}(\vec{x})$ , действующего из евклидова пространства  $E^m$  в евклидово пространство состояний формы энерговыделения  $E^n$ , где  $m$  – полное количество учитываемых показаний ионизационных камер, входных температур и положений органов ре-

гулирования,  $n$  – количество базисных функций, используемых для разложения объемного энергораспределения. При построении оператора  $\mathbf{f}$  используется набор пар векторов  $\{\bar{x}_e, \bar{y}_e\}, e=1, \dots, N$ , соответствующих экспериментальным реализациям состояния реактора.

Существует множество алгоритмов так или иначе решающих эту задачу. Мы использовали один из вариантов метода «выбора минимального подмножества» (minimal subset selection – MSS).

В исходной постановке метод предназначен для подбора вида оператора с одной выходной переменной. Искомый функционал ищется в виде совокупности таких операторов:

$$f_j(\bar{x}) = \sum_{i \in G_{\min}} k_{i,j} g_i(\bar{x}).$$

Набор функций  $P = \{g_i(\bar{x}) : i \in Q\}, Q = \{1, 2, 3, \dots, K\}$  задается априорно, но в формировании функционала участвует не весь набор, а только его подмножество  $G_{\min} \subseteq Q$ , что и определило название алгоритма – поиск минимального подмножества.

Выбор подмножества  $G_{\min}$  осуществляется таким образом, чтобы получить невязку представления данных не более заданной величины при минимальном количестве слагаемых:

$$G_{\min} = \operatorname{argmin}_{G \subset Q} (\dim(G));$$

$$\sum_{e=1}^N \sum_{j=1}^m \left( f_j(\bar{x}_e) - \sum_{i \in G_{\min}} k_{i,j} g_i(\bar{x}_e) \right)^2 \leq t,$$

где  $\dim(G)$  – количество элементов множества  $G$ ,  $t$  – заданный уровень погрешности аппроксимации. При этом для каждого  $G$  коэффициенты разложения выбираются так, чтобы минимизировать норму невязки:

$$\{k_{i,j}(G)\} : \min_{k_{i,e}} \sum_{e=1}^N \sum_{j=1}^m \left( f_j(\bar{x}_e) - \sum_{i \in G} k_{i,j}(G) g_i(\bar{x}_e) \right)^2, \forall G \subset Q.$$

Алгоритм состоит из следующих этапов:

- загрузка экспериментальных данных  $\{\bar{x}_e, \bar{y}_e\}$ ;
- построение матрицы  $\tilde{y}_{i,e} = g_i(\bar{x}_e), i \in G$ ;
- выполнение цикла выбора подмножества  $G_{\min}$ , в которое включаются те индексы из множества  $Q$ , для которых функционал

$$p_i = \frac{\sum_{e=1}^N |(\tilde{y}_{i,e} - y_{i,e}) \tilde{y}_{i,e}|}{\sqrt{\sum_{e=1}^N (\tilde{y}_{i,e} - y_{i,e})(\tilde{y}_{i,e} - y_{i,e}) \sum_{e=1}^N \tilde{y}_{i,e}^2}}$$

больше заданного положительного числа;

- изменение набора векторов базиса изменяет невязку и цикл повторяется; в циклах размерность  $G$  может как расти, так и уменьшаться; способ принятия решения о добавлении или удалении векторов зависит от конкретной реализации алгоритма; обычно задается два порога для исключения вектора из множества  $G$  и для добавления из множества  $P \setminus G$ .

Этот алгоритм выполняется для каждой функции  $f_j$ .

### РЕЗУЛЬТАТЫ ПРОБНЫХ РАСЧЕТОВ

Для сравнительной оценки точности восстановленных значений нейтронного поля по датчикам БИК, получаемых при использовании штатного алгоритма и алгоритма, предлагаемого в статье, был проведен ряд расчетов. Использовалась модель реактора ВВЭР-1000 2 блока Калининской АЭС, реализованная с помощью программного комплекса «ПРОСТОР» [4].

При помощи этой модели рассчитывались стационарные объемные распределения энерговыделения в активной зоне для разных положений рабочей группы ОР СУЗ. Для каждого рассчитанного состояния моделировались показания БИК. Полученные данные разбивались на две части. Первая часть – «рабочая» – использовалась для вычисления базиса главных компонент и построения нелинейной модели реактора малой размерности. Вторая часть – «контрольная» – требуется для оценки погрешности при восстановлении поля энерговыделения.

На рис. 1 изображены поверхности, соответствующие осредненным по высоте активной зоны первым двум главным компонентам набора состояний поля энерговыделения при разных положениях 10 группы ОР СУЗ.

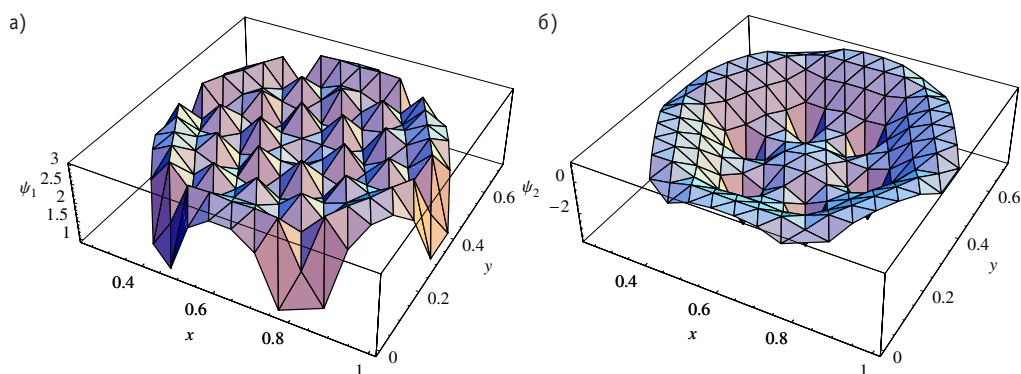


Рис. 1. Осредненные по высоте активной зоны первая (а) и вторая (б) главные компоненты поля энерговыделения

После построения базиса вычислялись коэффициенты разложения поля энерговыделения в этом базисе. Затем, используя показания БИК, положения стержней 10 группы СУЗ и полученные проекции, при помощи метода MSS строилась полиномиальная модель, позволяющая по показаниям датчиков и положению стержней 10 группы СУЗ определить объемное распределение энерговыделения. В табл. 1 представлены среднеквадратичные ошибки описания исходных данных при помощи полученной модели.

Таблица 1

#### Среднеквадратичное отклонение полиномиальной малопараметрической модели от исходных данных

Выборка	Погрешность определения коэффициента разложения поля энерговыделения			
	1	2	3	4
«Рабочая», %	0.018	0.73	1.80	1.46
«Контрольная», %	0.062	1.67	2.09	3.93

Далее по значениям координат восстанавливалось поле энерговыделения в реакторе. Определим относительную среднеквадратичную погрешность восстановления как

$$\varepsilon = \frac{\sqrt{J \sum_{i=1}^J (q_i^{\text{восст}} - q_i^{\text{экрп}})^2}}{\sum_{i=1}^J q_i^{\text{экрп}}},$$

где  $q_i^{\text{экрп}}$  – элементы вектора состояния энергораспределения из контрольной выборки,  $q_i^{\text{восст}}$  – элементы восстановленного вектора.

На рис. 2 представлены картограммы относительных среднеквадратичных погрешностей, осредненных по высоте каждой кассеты, для разных положений 10 группы ОР СУЗ.

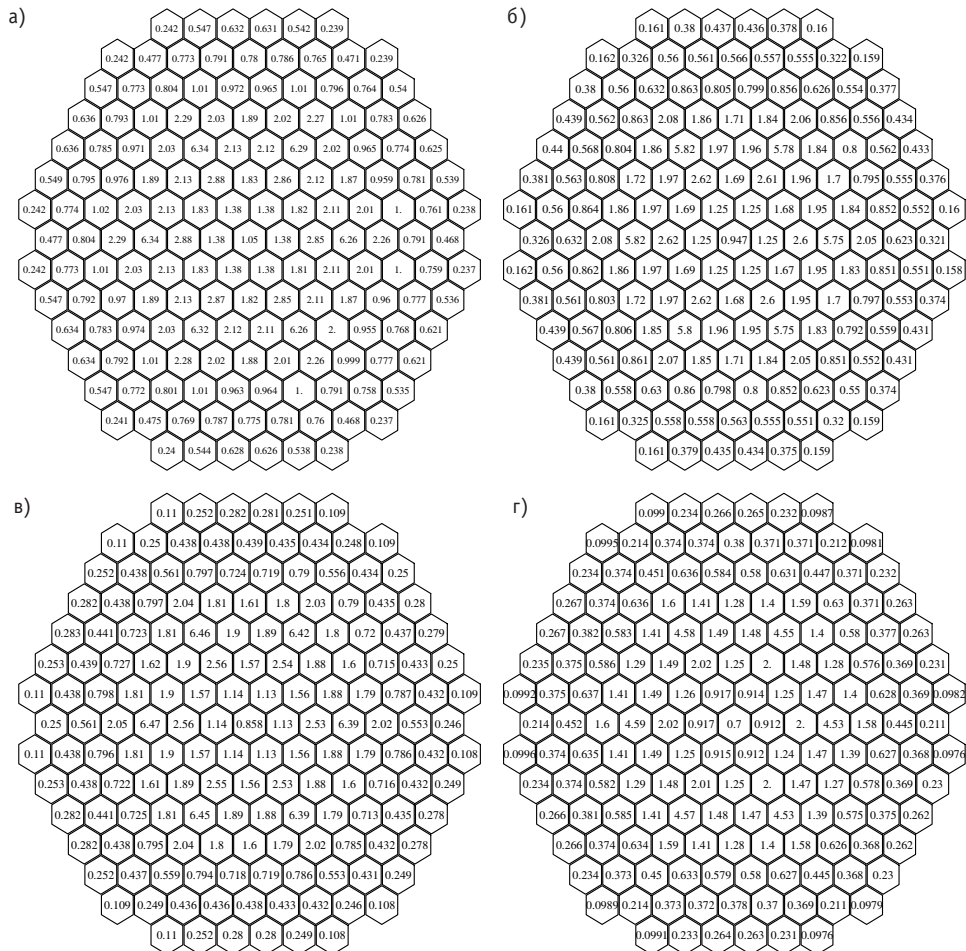


Рис. 2. Картограмма относительных среднеквадратичных погрешностей восстановленного поля для разных положений 10 группы СУЗ: а – 100%, б – 75%, в – 50%, г – 25%

Также были проведены расчеты по алгоритму, используемому в системе АКЭ для восстановления высотного профиля энерговыделения, и проведено сравнение этого профиля с исходным и высотным распределениями, получаемыми при восстановлении по предлагаемой методике. На следующих рисунках представлены результаты этого сравнения.

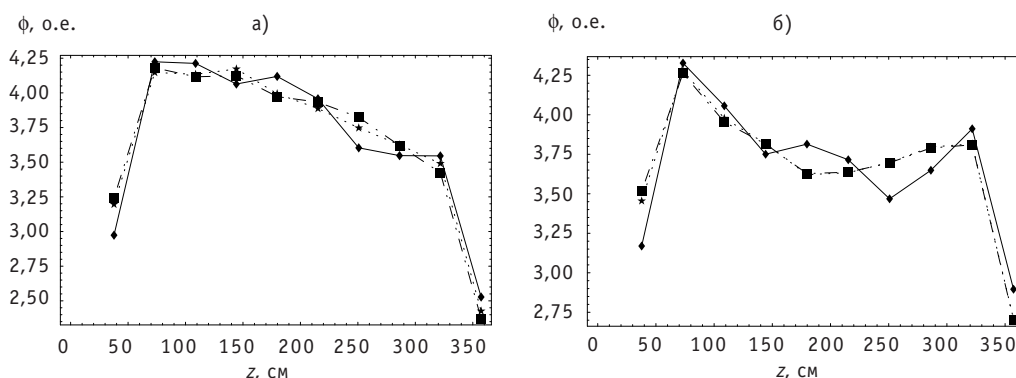


Рис. 3. Сравнение расчетных и восстановленных профилей энерговыделения при  $N_{10}=100\%$  (а);  $N_{10}=10\%$  (б): ■ – исходный высотный профиль, ◆ – восстановление по штатной методике; ★ – восстановление по предлагаемой методике

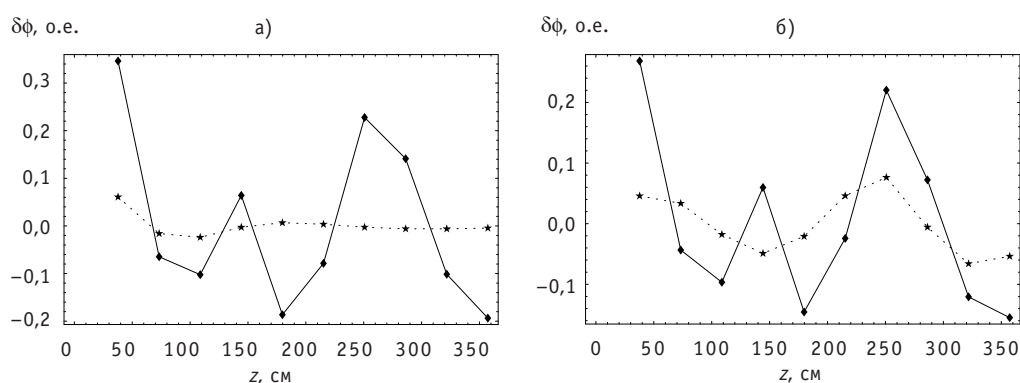


Рис. 4. Распределение ошибки восстановления аксиального профиля энерговыделения при  $N_{10}=100\%$  (а);  $N_{10}=10\%$  (б): ◆ – восстановление по штатной методике, ★ – восстановление по предлагаемой методике

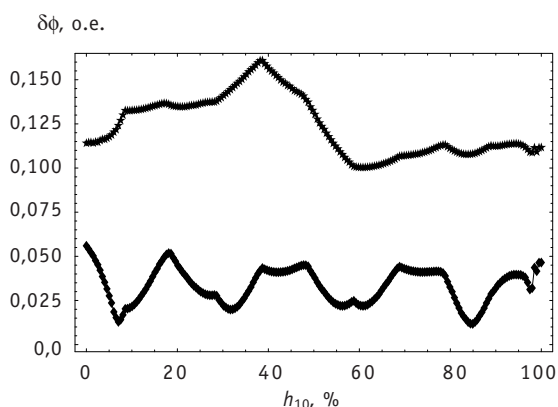


Рис. 5. Зависимость среднеквадратичной ошибки восстановления аксиального профиля энерговыделения от глубины погружения 10 групп ОР СУЗ; линия сверху – восстановление по штатной методике, снизу – по предлагаемой методике



## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В статье предложен алгоритм для расчета объемного энергораспределения в активной зоне реактора по показаниям боковых ионизационных камер. Проведена оценка погрешности алгоритма на характерной для ВВЭР-1000 загрузке. Она показала, что возможно восстановление объемного поля энерговыделения с погрешностью до 6% от среднего по активной зоне энерговыделения, при использовании четырех базисных векторов.

Положительной чертой этой методики, по сравнению с используемыми в настоящее время системой СВРК, является возможность быстрой оценки объемного поля энерговыделения.

За рамками проведенного исследования осталось изучение влияния переходных процессов в топливе и теплоносителе, процессов выгорания топлива на точность оценки поля энерговыделения, получаемой по предложенному алгоритму.

## **Литература**

1. Алпатов А.М., Камышан А.Н., Лужнов А.М., Соколов И.В. Вне реакторная система контроля мощности энергораспределения и локальных параметров в системе управления и защиты реакторов типа ВВЭР/Материалы XIV семинара по проблемам физики реакторов Волга-2006. – С. 180.
2. Miller A.J. Subset Selection in Regression//*Journal of Educational Statistics*. – 1992. – V. 17. – № 4. – P. 375-377.
3. Narayanaswamy C.R., Raghavarao D. Principal Component Analysis of Large Dispersion Matrices. *Applied Statistics*. – 1991. – V. 40. – № 2. – P. 309-316.
4. Семенов А.А., Выговский С.Б., Чернаков В.А., Щукин Н.В. Опыт использования программного комплекса ПРОСТОР и перспективы его дальнейшего применения/Сборник трудов научной сессии МИФИ. – 2004. – Т. 8. – С. 82-83.
5. Гантмахер Ф.Р. Теория матриц. – М.: Наука, 1967. – С. 254.

Поступила в редакцию 11.04.2007

## ОЦЕНКА НАКОПЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В РАЗЛИЧНЫХ ЗОНАХ МОДЕЛИ ОДИНОЧНОЙ ТРЕЩИНЫ

**П.В. Амосов**

*Горный институт КНЦ РАН, г. Апатиты, Мурманская область*



Описан методический подход, позволяющий выполнить оценку накопления делящихся материалов в различных зонах модели одиночной трещины. На примере долгоживущих изотопов  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{235}\text{U}$  выполнена оценка их содержания в различных зонах модели для широкого диапазона значений основных параметров модели.

Подземный вариант размещения объектов долговременного хранения/захоронения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) достаточно разумен и имеет целый ряд известных положительных моментов [1]. Кристаллические породы (типа гранитов) рассматриваются в некоторых странах в качестве возможных кандидатов для размещения таких объектов. Для указанных формаций (в определенных масштабах) характерно наличие «быстрых» траекторий переноса высвобождаемой в результате физико-химических процессов радиоактивности. В настоящей статье излагается методический подход, позволяющий оценить накопление радиологически опасных изотопов, высвобождаемых из подземного объекта долговременного хранения/захоронения ОЯТ. Подход реализован в модельном приближении, когда «быстрая» траектория переноса активности представляет собой одиночную трещину [2]. В начале трещины предполагается возможность нахождения в растворенной форме, например, изотопов  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{235}\text{U}$ . Далее изотопы мигрируют как по трещине вдоль оси  $Z$  (адвективный и диффузионный перенос), так и по поровому пространству массива вдоль оси  $X$  (исключительно диффузионный перенос). В конце трещины постулируется некоторая гипотетическая возможность, связанная с накоплением радионуклидов в ограниченной области пространства. В принципе, описываемая ситуация может потребовать в дальнейшем рассмотрения вопроса критичности накапливающихся делящихся материалов.

### УПРАВЛЯЮЩИЕ УРАВНЕНИЯ В МОДЕЛИ ОДИНОЧНОЙ ТРЕЩИНЫ

Система уравнений (1)–(4) записана при следующих предположениях по геометрии и гидравлическим свойствам физической системы [2]:

- протяженность трещины вдоль оси  $Y$  (в дальнейшем ширина трещины, принимаемая в оценках единичной)  $W$  много меньше ее длины  $L_f$ ;
- поперечная диффузия и дисперсия в пределах трещины гарантируют полное смешение потока концентрации растворенного радиоактивного вещества поперек трещины; далее в работе реализован вариант с нулевой дисперсией, что, как

показано разработчиками модели [2], справедливо при скоростях движения воды по трещинам на уровне единиц метров в год;

- в матрице породы «работают» только диффузионные механизмы;
- перенос растворенного радиоактивного вещества в трещине более быстрый, чем в матрице породы;
- некоторая часть радионуклидов диффундирует в микропоры матрицы породы вследствие различий концентрации растворенной активности на границе раздела «трещина – матрица породы»;
- гидрологические параметры постоянные;
- линейная изотерма адсорбции радионуклидов справедлива как в матрице породы, так и на поверхности трещины.

$$\frac{\partial C_f}{\partial t} = -\frac{V_f}{R_f} \cdot \frac{\partial C_f}{\partial z} - \lambda \cdot C_f + \frac{2\varepsilon \cdot D_p}{b \cdot R_f} \cdot \frac{\partial C_p}{\partial x} \Big|_{x=b}, \quad (1)$$

$$C_f(z, 0) = 0; C_f(\infty, t) = 0; C_f(0, t) = C_s \quad (2)$$

$$\frac{\partial C_p}{\partial t} = \frac{D_p}{R_p} \cdot \frac{\partial^2 C_p}{\partial x^2} - \lambda \cdot C_p, \quad (3)$$

$$C_p(z, x, 0) = 0; C_p(z, \infty, t) = 0; C_f(z, t) = C_p(z, b, t), \quad (4)$$

где  $C_f(z, t)$  – концентрация радиоактивного вещества, растворенного в воде трещины;  $C_p(z, x, t)$  – концентрация радиоактивного вещества, растворенного в воде порового пространства матрицы;  $x, z$  – пространственные координаты;  $R_f$  – коэф-

фициент задержки в трещине, который как  $R_f = 1 + \frac{2K_a}{b}$ ;  $b$  – полуапертура трещины;  $K_a$  – коэффициент поверхностной сорбции в трещине, имеющий размерность

длины и определяемый в [3]:  $K_a = \frac{1}{3} K_d \rho_s r$ ;  $\rho_s = \frac{\rho_b}{1 - \varepsilon}$  – плотность «скелета» матрицы;  $r$  – радиус мигрирующей частицы [3];  $K_d$  – коэффициент распределения;  $R_p$  – коэффициент задержки в матрице породы, который вычисляется по формуле

$R_p = 1 + \frac{K_d \rho_b}{\varepsilon}$ ;  $\varepsilon$  и  $\rho_b$  – пористость и плотность (насыпная в сухом состоянии) породы;  $\lambda$  – постоянная распада;  $C_s$  – постоянное значение концентрации растворенной активности, задаваемое на входе в трещину.

### АЛГОРИТМ ОЦЕНКИ РАСЧЕТА НАКОПЛЕНИЯ АКТИВНОСТИ

Для выполнения оценки накопления активности автором использована следующая последовательность действий.

**Этап 1.** Из решения уравнений (1)–(4) методом преобразования Лапласа получаем  $C_f(z, t)$  и  $C_p(z, x, t)$  [1, 2].

Аналитическое выражение функции  $C_f(z, t)$ , справедливое для условия  $\bar{T} > 0$ , имеет вид:

$$C_f(z, t) = \frac{C_s}{2} \exp(-\lambda \cdot T_m) \cdot \left\{ \exp\left(-\frac{\sqrt{\lambda} \cdot T_m}{A^*}\right) \cdot \operatorname{erfc}\left(\frac{T_m}{2A^* \bar{T}} - \sqrt{\lambda} \cdot \bar{T}\right) + \exp\left(\frac{\sqrt{\lambda} \cdot T_m}{A^*}\right) \cdot \operatorname{erfc}\left(\frac{T_m}{2A^* \bar{T}} + \sqrt{\lambda} \cdot \bar{T}\right) \right\},$$

где  $T_m = \frac{R_f \cdot z}{V_f}$ ;  $A^* = \frac{b \cdot R_f}{2 \cdot \varepsilon \cdot \sqrt{D_p \cdot R_p}}$ ;  $\bar{T} = \sqrt{t - T_m}$ ;

а для функции  $C_p(z, x, t)$

$$C_p(z, x, t) = \frac{C_s}{2} \exp(-\lambda \cdot T_m) \cdot \left\{ \exp(-\sqrt{\lambda} \cdot W) \cdot \operatorname{erfc}\left(\frac{W}{2 \cdot \bar{T}} - \sqrt{\lambda} \cdot \bar{T}\right) + \exp(\sqrt{\lambda} \cdot W) \cdot \operatorname{erfc}\left(\frac{W}{2 \cdot \bar{T}} + \sqrt{\lambda} \cdot \bar{T}\right) \right\},$$

где  $W = \frac{T_m}{A} + B \cdot (x - b)$ ;  $B = \sqrt{\frac{R_p}{D_p}}$ .

Таким образом, на фиксированный момент времени  $t = T$  известно пространственное распределение растворенной активности как по длине трещины, так в примыкающем к ней поровом пространстве, т.е.  $C_f(z, T)$  и  $C_p(z, x, T)$ .

**Этап 2.** С учетом справедливости приближения линейной адсорбции через коэффициенты распределения  $K_a$  и  $K_d$  получаем пространственное распределение адсорбированной активности на стенке трещины и на «скелете» порового пространства  $C_f(z, T) \cdot K_a$  и  $C_p(z, x, T) \cdot K_d$  соответственно.

**Этап 3.** Поскольку предполагается, что в конце трещины имеет место гипотетическая аккумуляция активности, переносимой водой по трещине, то можно выделить пять зон модели, в которых на фиксированное время рассчитывается количество активности. Такими зонами и видами активности в них являются:

- 1-я зона – стенки трещины и активность, адсорбированная на стенке трещины;
- 2-я зона – вода трещины и активность, растворенная в воде;
- 3-я зона – обводненное поровое пространство вмещающего массива и активность, растворенная в поровом пространстве массива;
- 4-я зона – «скелет» вмещающего массива и активность, адсорбированная на «скелете» порового пространства;
- 5-я зона – гипотетическая область аккумуляции в конце трещины и активность, накопленная в конце трещины.

Для указанных зон модели выполнен расчет активности на фиксированный момент времени  $T$  с использованием следующих достаточно очевидных формул:

$$1. A_{adsw}(T) = 2W \int_0^{L_f} C_f(z, T) K_a dz;$$

$$2. A_{solf}(T) = 2bW \int_0^{L_f} C_f(z, T) dz;$$

$$3. A_{sol}(T) = 2W \cdot \varepsilon \int_0^{L_f} \int_b^{x_{\max}} C_p(z, x, T) dx;$$

$$4. A_{ads}(T) = 2W(1 - \varepsilon) \rho_s \int_0^{L_f} \int_b^{x_{\max}} C_p(z, x, T) K_d dx;$$

$$5. A_{acc}(T) = \exp(-\lambda T) \cdot 2b \cdot W \cdot V_f \int_0^T C_f(L_f, t) \exp(\lambda \cdot t) dt.$$

Отметим, что последнее выражение есть решение неоднородного дифференциального уравнения первого по-

рядка вида  $\frac{dA}{dt} = 2bW \cdot j(L_f, t) - \lambda A$ , где  $j(L_f, t) = V_f C_f(L_f, t)$ .

Для выполнения расчетов был подготовлен компьютерный код в среде FORTRAN POWER STATION (версия 4). Код базируется на ранее разработанной и используемой в научных исследованиях автора компьютерной программе, предназначенной для моделирования переноса радиоактивных веществ в трещиноватых кристаллических породах. Указанная программа использовалась в рамках миграционной модели радиогеоэкологической модели подземного регионального хранилища РАО и ядерных материалов, которая была разработана в Горном институте КНЦ РАН в 1999 г. [1]. Численное интегрирование с двойной точностью указанных выше интегралов выполнялось с использованием стандартных подпрограмм (DQDAGS, DTWODQ).

### ПАРАМЕТРЫ МОДЕЛИ

Для выполнения расчетов были использованы следующие характеристики вмещающего массива и трещины, а также миграционные характеристики рассматриваемых радионуклидов.

#### Параметры породы

Плотность пористой среды  $\rho_b = 2600$  кг/м<sup>3</sup>; пористость  $\varepsilon = 0,01$ ; значение координаты в глубину массива фиксировалось  $X_{\max} = 1$  м (указанное значение выбрано из анализа результатов тестовых расчетов).

#### Параметры трещины

Зафиксировано простираание трещины вдоль оси  $Y - W = 1$  м. Таким образом, пересчет накопленной активности в зависимости от этого параметра тривиален.

Основные параметры трещины, а именно, апертура, длина трещины, скорость воды по трещине варьировались и принимали следующие фиксированные значения:

- полуапертура трещины (размер вдоль оси  $X$ ):  $b = 50 \cdot 10^{-6}$ ,  $b = 100 \cdot 10^{-6}$ ,  $b = 250 \cdot 10^{-6}$  и  $b = 500 \cdot 10^{-6}$  м;
- протяженность трещины вдоль оси  $Z$  (длина трещины):  $L_f = 50$ ,  $L_f = 100$ ,  $L_f = 250$ , и  $L_f = 500$  м;
- скорость воды по трещине:  $V_f = 3,65$ ,  $V_f = 36,5$  и  $V_f = 365$  м/год.

#### Миграционные характеристики изотопов

Коэффициент распределения радионуклидов  $K_d$  (м<sup>3</sup>/кг) был также проварьирован: для <sup>239</sup>Pu – 0,05, 0,10, 0,25, 0,50 и для <sup>235</sup>U – 0,01, 0,02, 0,05, 0,10. Максимальные значения коэффициента распределения соответствуют рекомендуемым значениям [4].

В выполненных оценках для обоих радионуклидов использована модель предела элементной растворимости  $C_s$ . Значение предела растворимости для указанных радионуклидов выбрано в соответствии с рекомендуемыми величинами [4]: для плутония  $C_s = 2 \cdot 10^{-8}$  М, для урана  $C_s = 2 \cdot 10^{-7}$  М.

Радиус мигрирующей частицы выбран равным  $r = 2,5 \cdot 10^{-6}$  м в соответствии с данными работы [3].

### АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТОВ

На фиксированный момент времени  $T = 100$  тыс. лет с учетом вариации переменных выполненные расчеты соответствуют 192 наборам значений аккумулярованной активности в различных зонах модели. По каждому радионуклиду вычисленная активность радионуклида была пересчитана в килограммы по формуле

$m = a \cdot M \cdot T_{1/2} \cdot A$  [5], где  $M$  – атомная масса;  $T_{1/2}$  – период полураспада, в годах;  $A$  – активность в Бк; тогда  $a = 7,56 \cdot 10^{-20}$ .

Анализ результатов выполненных расчетов показывает, что в абсолютных значениях масса изотопа плутония, накопленная в тех или иных зонах модели, в несколько раз ниже аналогичных величин для изотопа урана. Такой результат, по-видимому, можно объяснить, в первую очередь, различием в значениях пределов элементной растворимости изотопов. В качестве примера приведем фрагмент табл. 1 расчетов накопления изотопов  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{235}\text{U}$  в различных зонах модели в зависимости от длины трещины для условий максимальной апертуры трещины, максимальной скорости движения воды по трещине и одинаковом коэффициенте распределения  $0,10 \text{ м}^3/\text{кг}$ . Как видно из табл. 1, именно пятая область модели оказывается лидирующей по количеству аккумулированного делящегося материала.

Таблица 1

**Расчетные данные накопления изотопов  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{235}\text{U}$  (в килограммах) по зонам модели при вариации протяженности трещины ( $L_f$ ) и фиксированных остальных параметрах ( $K_d = 0,10 \text{ м}^3/\text{кг}$ ,  $V_f = 365 \text{ м/год}$ ,  $b = 500 \cdot 10^{-6} \text{ м}$ )**

$L_f, \text{ м}$	Зоны модели ( $^{239}\text{Pu}$ )				
	1-я	2-я	3-я	4-я	5-я
50	$0,938 \cdot 10^{-7}$	$0,217 \cdot 10^{-6}$	$0,766 \cdot 10^{-8}$	$0,197 \cdot 10^{-3}$	$0,473 \cdot 10^{-1}$
100	$0,173 \cdot 10^{-6}$	$0,400 \cdot 10^{-6}$	$0,766 \cdot 10^{-8}$	$0,197 \cdot 10^{-3}$	$0,397 \cdot 10^{-1}$
250	$0,345 \cdot 10^{-6}$	$0,795 \cdot 10^{-6}$	$0,766 \cdot 10^{-8}$	$0,197 \cdot 10^{-3}$	$0,233 \cdot 10^{-1}$
500	$0,493 \cdot 10^{-6}$	$0,114 \cdot 10^{-5}$	$0,766 \cdot 10^{-8}$	$0,197 \cdot 10^{-3}$	$0,938 \cdot 10^{-2}$
$L_f, \text{ м}$	Зоны модели ( $^{235}\text{U}$ )				
	1-я	2-я	3-я	4-я	5-я
50	$0,990 \cdot 10^{-6}$	$0,229 \cdot 10^{-5}$	$0,149 \cdot 10^{-6}$	$0,383 \cdot 10^{-2}$	$0,153 \cdot 10^1$
100	$0,192 \cdot 10^{-5}$	$0,444 \cdot 10^{-5}$	$0,149 \cdot 10^{-6}$	$0,383 \cdot 10^{-2}$	$0,137 \cdot 10^1$
250	$0,439 \cdot 10^{-5}$	$0,101 \cdot 10^{-4}$	$0,149 \cdot 10^{-6}$	$0,383 \cdot 10^{-2}$	$0,950 \cdot 10^0$
500	$0,746 \cdot 10^{-5}$	$0,172 \cdot 10^{-4}$	$0,149 \cdot 10^{-6}$	$0,383 \cdot 10^{-2}$	$0,489 \cdot 10^0$

Можно заметить определенные физические закономерности в распределении аккумулированных масс в зависимости от изменения использованных параметров модели. Например, с ростом коэффициента распределения увеличивается адсорбированная составляющая для обоих изотопов, как на стенках трещины, так и «скелете» порового пространства вмещающего массива. Изменение апертуры трещины совершенно не оказывает влияния на адсорбированную составляющую на стенках трещины и для любой активности во вмещающем массиве. Для аккумулированного делящегося материала в конце трещины (см. рис. 1) и растворенной активности в самой трещине зависимость от апертуры трещины становится весьма существенной.

Дополнительно следует отметить сильную зависимость аккумулированного в конце трещины делящегося материала от протяженности трещины и скорости движения воды по ней. В качестве примера на рис. 1 представлена такая зависимость для изотопа  $^{235}\text{U}$ : рассмотрено два значения скорости потока воды и два значения полуапертуры трещины. Максимальное количество накопленного в конце трещины делящегося материала составляет величину порядка  $1,5 \text{ кг}$  на метр ширины

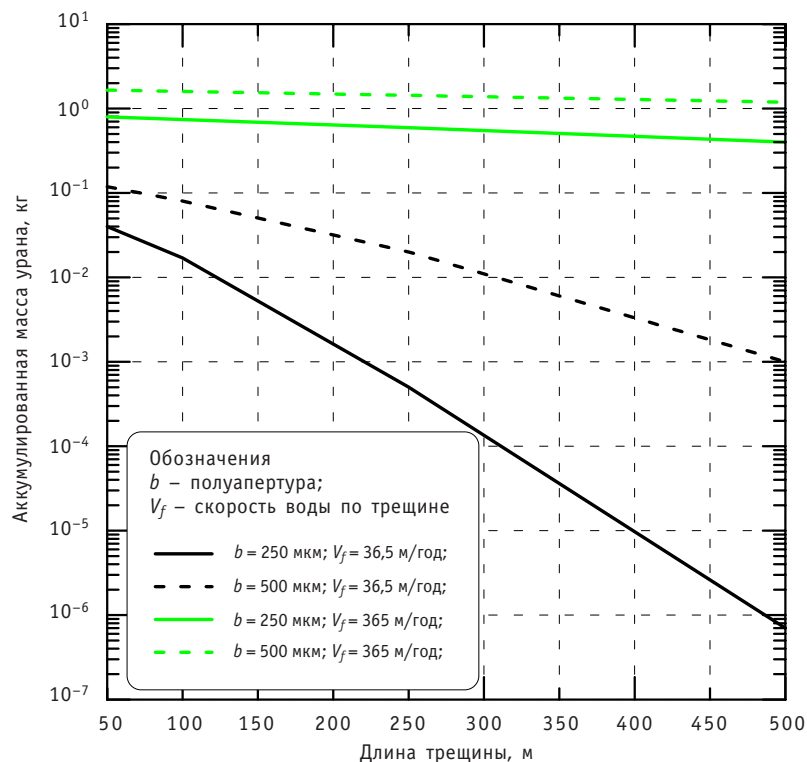


Рис.1. Зависимость массы изотопа  $^{235}\text{U}$ , аккумулятивной в конце трещины, от ее длины при вариации полуапертуры и скорости движения воды по трещине

трещины и соответствует следующим значениям параметров: апертура трещины  $10^{-3}$  м; скорость потока воды 365 м/сут; длина трещины 50–100 м.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, в рамках модели одиночной трещины выполнена оценка возможного накопления изотопов  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{235}\text{U}$ , высвобождаемых из подземного объекта долговременного хранения/захоронения отработавшего ядерного топлива. Представлен алгоритм оценки и описаны необходимые входные параметры. С помощью разработанного компьютерного кода рассчитаны массы делящегося материала в пяти зонах модели: стенки трещины; заполняющая трещину вода; поровое пространство вмещающего массива; «скелет» вмещающего массива и гипотетическая область аккумуляции в конце трещины. Выявлены параметры модели, при которых прогнозируется максимальное содержание делящегося материала (на уровне 1,5 кг изотопа  $^{235}\text{U}$ ) в гипотетической области аккумуляции.

## Литература

1. Мельников Н.Н. и др. Радиозоологические аспекты безопасности подземного захоронения радиоактивных отходов и отработанного ядерного топлива на европейском Севере России. – Апатиты: КНЦ РАН, 2001. – 194 с.
2. Tang D.H., Frind O.E., Sudicky E.A. Contamination transport in fractured porous media: analytical solution for a single fracture//Water Resources Research. – 1981. – V. 17. – № 3. – P. 555-564.
3. Krishnamoorthy T.M., Nair R.N., Sarm T.P. Migration of radionuclides from a granite repository//Water Resources Research. – 1992. – V. 28. – № 7. – P. 1927-1934.
4. Амосов П.В., Наумов А.В., Новожилова Н.В. Минимизация радиационного воздействия на население при подземном захоронении не подлежащего переработке отработавшего ядерного топли-



ва в кристаллических породах Кольского полуострова (1 этап)/ «СЕВЕР-2003: Проблемы и решения»: Сб. науч. тр. – Апатиты: КНЦ РАН, 2004. – С. 55-64.

5. *Машкович В.П., Кудряцева А.В.* Защита от ионизирующих излучений: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.

Поступила в редакцию 25.05.2007

# ИССЛЕДОВАНИЯ РИСКА РАСПРОСТРАНЕНИЯ В ЦИКЛАХ С РАСШИРЕННЫМ ВОСПРОИЗВОДСТВОМ ПЛУТОНИЯ

**В.В. Коробейников, Б.Б. Тихомиров, А.Н. Чебесков**

*ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И.Лейпунского, г. Обнинск*



Для анализа устойчивости к нераспространению проведены расчетные исследования различных вариантов организации ядерных топливных циклов. В исследованных вариантах моделировались сценарии стационарной и развивающейся энергетики с использованием реакторов на быстрых и тепловых нейтронах. Основное внимание уделялось циклам с расширенным воспроизводством плутония на основе реакторов на быстрых нейтронах и подходам к такой их организации, которая приводит к наименьшей опасности распространения делящихся материалов.

## **ВВЕДЕНИЕ**

Разработка ядерного топливного цикла (ЯТЦ), максимально защищенного от хищения ядерных материалов либо их переключения, является одним из наиболее важных направлений усилий специалистов. В существующей и перспективной ядерной энергетике рассматривают в основном реализацию открытого (ОЯТЦ) и замкнутого (ЗЯТЦ) топливных циклов.

В открытом ЯТЦ, предполагающем захоронение отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), облученные ТВС рассматриваются как форма радиоактивных отходов. При этом вместе с осколками деления окончательному удалению подлежит значительное количество ценных компонентов: недожженный уран, накопленный плутоний, младшие актиниды, которые могли бы повторно использоваться в качестве топлива энергетических реакторов. Длительная выдержка снимает с облученного топлива радиационный барьер, что облегчает его возможную переработку и выделение плутония. Тем самым упрощается оружейное применение таких материалов.

Альтернативой курсу на геологическое захоронение ОЯТ является многократный рецикл плутония и урана. В принципиальном плане проблема нераспространения при окончательном захоронении ядерных отходов в этом случае снимается. Однако концепция замкнутого топливного цикла в завершенном виде пока не реализована ни в одной из стран мира, что способствует росту инвентарных запасов плутония как в составе ОЯТ, так и в виде выделенного плутония.

Многие страны не определились со стратегией завершения ЯТЦ и придерживаются курса на отсрочку решения этой проблемы. Такой путь предусматривает временное, достаточно длительное хранение ОЯТ, а затем извлечение его из хранилища для переработки или для окончательного захоронения.

---

© В.В. Коробейников, Б.Б. Тихомиров, А.Н. Чебесков, 2007

В работе проведена расчетная оценка потенциальной опасности распространения плутония в долговременных стратегиях ядерных топливных циклов и анализируются пути ее снижения.

Моделировались сценарии стационарной и развивающейся энергетики с использованием реакторов на быстрых и тепловых нейтронах. Основное внимание уделялось циклам с расширенным воспроизводством плутония на основе реакторов на быстрых нейтронах и подходам к такой их организации, которая приводит к наименьшему значению риска распространения.

## МЕТОДОЛОГИЯ

Метод количественной оценки опасности распространения, использованный в статье, предложен Р. Краковски [1] и основан на расчете так называемой «экспозиции риска»  $E$  по времени с учетом фактора возможного усовершенствования ядерных технологий:

$$E_j = \int_0^t \frac{I_j dt}{(1+r)^t} / 10^6, \quad (1)$$

$$P_j = w_j E_j, \quad (2)$$

$$P = \sum_j P_j, \quad (3)$$

где  $j$  – стадия топливного цикла (реактор, облученное топливо в хранилище, переработка, хранение выделенного плутония и т. д.);  $I_j$  – потоки (запасы) плутония на  $j$ -той стадии;  $P$  – индекс риска распространения;  $r$  – фактор дисконтирования, отражающий возможные будущие технологические усовершенствования (наиболее очевидные – неразделение урана и плутония, неполная очистка ОЯТ от продуктов деления при переработке), которые могут ослабить опасность распространения (в настоящих расчетах не учитывался и принимался равным нулю);  $w_j$  – весовые множители.

Весовые множители  $w_j$  определяют степень привлекательности и доступности плутония на различных стадиях топливного цикла с точки зрения возможного использования для создания ЯВУ. Их выбор осуществляется на экспертной основе. При получении численных значений  $w_j$  нами использовалась парная матрица Саати [2]. За единицу принята опасность плутония, находящегося в работающем реакторе. Ценность выделенного энергетического плутония равна восьми. Рассчитанные с использованием матрицы Саати значения весов нормируются таким образом, чтобы сумма  $w_j$  по всем состояниям равнялась единице.

Следует заметить, что устоявшееся на международном уровне и изначально являвшееся качественной характеристикой выражение «риск распространения» означает всего-навсего предполагаемую опасность распространения делящихся материалов с различных этапов ядерного топливного цикла в результате несанкционированных действий государства либо террористических организаций. В последнее время степень этой опасности пытаются оценить количественно. Однако в оценочном плане этот термин не имеет ничего общего с традиционным определением риска, широко используемым в науке. Более того, как показывает практика, попытки оценить риск распространения по классической схеме в настоящий момент являются непродуктивными ввиду полного отсутствия статистически достоверных исходных данных.

Чтобы не вводить в заблуждение вдумчивого читателя и в то же время радикально не менять встречающуюся в публикациях терминологию, мы будем далее использовать предложенный в работе [1] термин «индекс риска распростране-

ния», который дает количественную оценку степени опасности распространения делящихся материалов в различных сценариях развития ядерной энергетики.

### **ИСХОДНЫЕ ВАРИАНТЫ, ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ ДЛЯ АНАЛИЗА**

Очевидно, что первой задачей в плане снижения опасности распространения является ликвидация складов оружейных материалов и снижение до величины оперативного запаса склада выделенных делящихся материалов, используемых для изготовления топлива. Такая задача была рассмотрена в работе [3]. Оценка проводилась с учетом многих факторов. В рамках данной работы нас интересует эффективность действий в основном с точки зрения проблемы нераспространения и снижения индекса риска распространения в глобальных стратегиях ядерной энергетики, когда избыточные количества оружейного и энергетического плутония уже использованы.

### **Стационарная ядерная энергетика**

На устойчивость к нераспространению по критерию индекса риска было рассмотрено 6 вариантов «устройства стационарной энергетики» (рис. 1). Во всех исследуемых сценариях моделировалась энергетика с одинаковым уровнем мощности. Индекс риска распространения рассчитывался в течение временного интервала, равного 100 годам.

1. Система энергетики состоит из реакторов ВВЭР-1000 на урановом топливе с окончательным захоронением отработавшего топлива после выдержки в приреакторном хранилище. Схема приводится на рис. 1а.

2. Система состоит из реакторов на быстрых нейтронах с плутониевым (МОКС) топливом, имеющих  $K_{VA} = 1$ ,  $K_V = 1$ . Нарбатываемый плутоний используется в этих же реакторах (рис. 1b).

3. Система состоит из реакторов на быстрых нейтронах с  $K_{VA} < 1$ ,  $K_V = 1$ . В активной зоне таких реакторов используется плутоний двух типов: из активной зоны и из зон воспроизводства (рис. 1c).

4. Система состоит из реакторов на быстрых нейтронах с  $K_V > 1$ . Избыточный плутоний после выдержки в реакторном хранилище направляется на долговременное хранение, либо на переработку, а затем на хранение (рис. 1d).

5. Система состоит из двух типов реакторов: БН-1000 и ВВЭР-1000. Реактор на быстрых нейтронах работает в замкнутом цикле, избыток плутония потребляется реакторами ВВЭР-1000 (рис. 1e).

6. Система состоит из быстрых реакторов двух типов. Первый тип реакторов имеет  $K_V > 1$ , второй  $K_V < 1$ . Избыток плутония, нарабатываемый в первом типе реакторов, используется для компенсации недостатка плутония в реакторах второго типа (рис. 1f).

### **Развивающаяся ядерная энергетика**

В модели развивающейся энергетики были рассмотрены три варианта сценариев. Во всех сценариях темп развития энергетики принимался одинаковым. Индекс риска распространения рассчитывался в течение временного интервала, равного 100 годам.

1. Энергетика развивается только за счет ввода реакторов на быстрых нейтронах с  $K_V > 1$ .

2. Развитие происходит только на реакторах типа ВВЭР в открытом урановом цикле.

3. Вариант развития на быстрых и тепловых реакторах. В реакторах на быстрых нейтронах  $K_V > 1$ ; при вводе новых реакторов на быстрых нейтронах исполь-

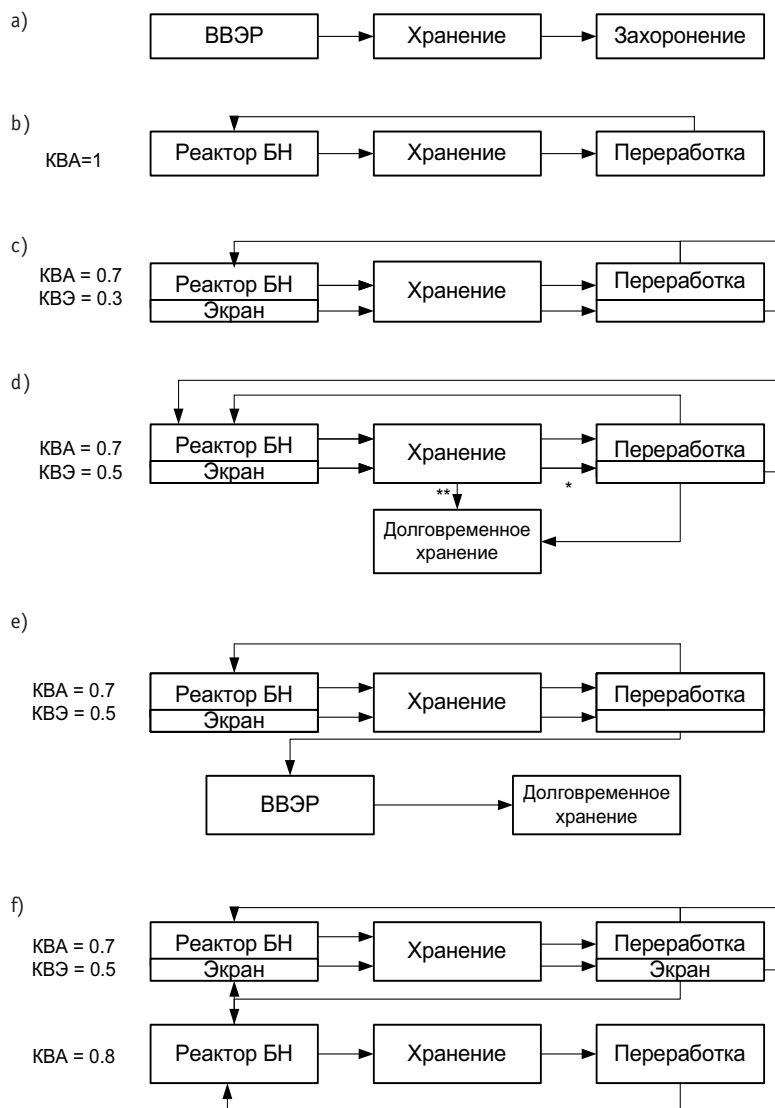


Рис. 1. Схематическое изображение сценариев топливных циклов стационарной ядерной энергетики

зуется не только плутоний из быстрых реакторов, но и плутоний, наработанный в тепловых реакторах.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ РИСКА РАСПРОСТРАНЕНИЯ

### Стационарная энергетика

Результаты расчета индекса риска распространения для двух вариантов ЯТЦ приведены на рис. 2:

- ОЯТЦ с реакторами на тепловых нейтронах типа ВВЭР-1000:
  - с окончательным захоронением отработавшего топлива (сценарий 1);
  - с долговременным хранением отработавшего топлива (подвариант сценария 1).
- ЗЯТЦ с реакторами на быстрых нейтронах типа БН-1000 с KB=KVA=1 (сценарий 2).

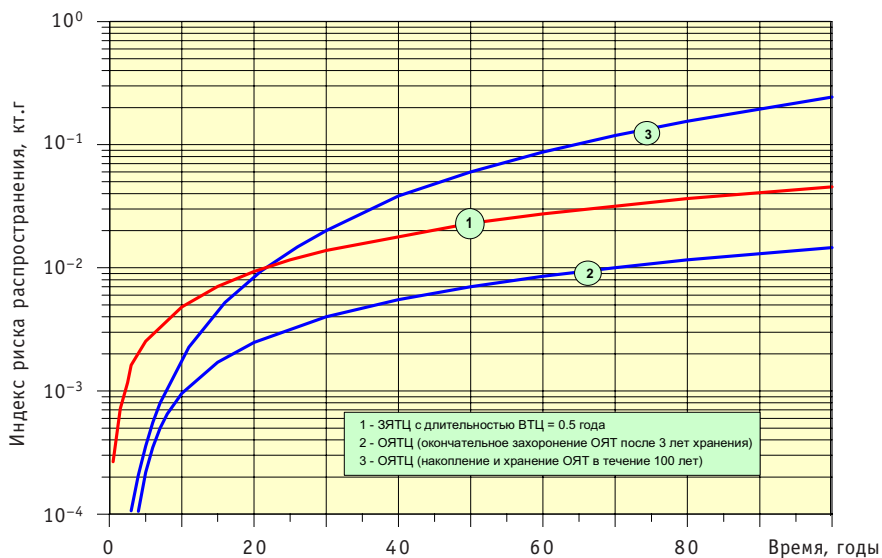


Рис. 2. Сравнение индексов рисков распространения плутония

Наиболее выигрышно выглядит ОЯТЦ с окончательным и абсолютно недоступным захоронением ОЯТ после очень короткого – 3 года – времени выдержки (кривая 2). На «второе место» уже через 20 лет выходит ЗЯТЦ с быстрыми реакторами (кривая 1), опережая ОЯТЦ с тепловыми реакторами и долговременной отсрочкой захоронения (кривая 3). Однако, если приписать ненулевые веса опасности стадии окончательного захоронения [4], то со временем индекс риска распространения в сценарии открытого цикла может оказаться выше риска для реактора на быстрых нейтронах с коротким внешним циклом.

Для сценария 2 (рис. 1b) были вычислены индексы риска двух технологий реакторов на быстрых нейтронах: существующей (БН с натриевым теплоносителем) и рассматриваемой как перспективная (БРЕСТ со свинцовым теплоносителем) [5]. Перспективная технология предполагает увеличение интервалов между перегрузками и использование переработки топлива без разделения урана и плутония. Было получено небольшое (на уровне 10–20%) преимущество топливного цикла реактора типа БРЕСТ в отношении защищенности делящихся материалов от распространения по сравнению с реализованным топливным циклом реакторов БН. При этом индекс риска распространения снижается при увеличении перегрузочных интервалов и уменьшении времени внешнего топливного цикла. Технология переработки топлива без отделения плутония от урана также вносит дополнительный вклад в снижение индекса риска распространения.

Предыдущие исследования были связаны с топливными циклами, в которых нет избыточного воспроизводства плутония, и весь нарабатываемый плутоний имеет качество энергетического плутония из активной зоны. Качество плутония, нарабатываемого в воспроизводящем экране, с точки зрения проблемы нераспространения очень высокое. По составу он близок к оружейному и при вовлечении в топливный цикл должен повлиять на увеличение степени опасности распространения. Поэтому далее нас будет интересовать, как изменится величина индекса риска во времени при введении в топливный цикл плутония из внешних зон воспроизводства. Перейдем к исследованию вариантов 3–6.

В сценарии 3  $K_{BA} < 1$ ,  $K_B = 1$  и экранный плутоний после переработки используется для подпитки активной зоны. В сценарии 4  $K_{BA} < 1$ , но  $K_B > 1$  и не весь нарабатываемый в экранах плутоний используется для загрузки активной зоны. Часть

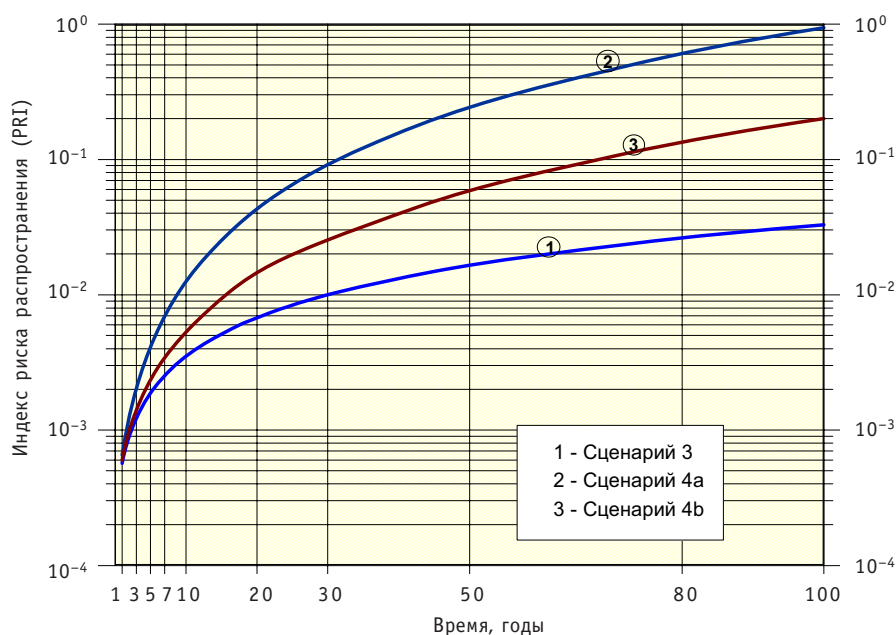


Рис. 3. Сравнение индексов рисков распространения при рециклировании (сценарий 3) или хранении (сценарий 4) экранного плутония

плутония направляется на долговременное хранение, при этом рассматриваются два случая: в одном плутоний выделяется до диоксида плутония и затем отправляется на склад (а), а в другом не выделяется, оставаясь в составе облученных экранных сборок (б).

На рис. 3 приведены сравнения результатов расчетов рассмотренных вариантов. Наименьшую опасность (как и ожидалось) представляет вариант, в котором весь наработанный плутоний возвращается в топливный цикл. Среди вариантов, когда избыток плутония отправляется на хранение, менее привлекательно выглядит вариант с хранением выделенного диоксида плутония.

На рис. 4 приведено сравнение сценариев 4 и 5. Оба сценария идут с накоплением плутония в хранилищах. В сценарии 5 моделируется система быстрых и тепловых реакторов. При этом быстрые реакторы работают в режиме расширенного воспроизводства, и часть наработанного плутония идет на подпитку реакторов типа ВВЭР-1000 на МОКС-топливе. Плутоний в ВВЭР-1000 используется однократно, отработавшее топливо затем отправляется на хранение. Из рисунка видно, что кривая индекса риска для сценария 5 по сравнению с обоими подвариантами сценария 4 идет ниже, а значит, с точки зрения нераспространения, последний вариант лучше. Этот факт объясняется тем, что качество плутония, выходящего из реактора ВВЭР-1000, гораздо хуже, чем плутония, полученного в зонах воспроизводства реактора на быстрых нейтронах.

На рис. 5 сравниваются сценарии 5 и 6. В обоих сценариях есть реакторы, работающие на избытке плутония, однако в 5 сценарии избыток плутония направляется на однократное использование в ВВЭР, а в 6 избыток идет на подпитку быстрого реактора с  $KV < 1$ . Кривая индекса риска для последнего сценария идет значительно ниже, поскольку плутоний из топливного цикла не выходит в отличие от сценария с ВВЭР-1000.

При рассмотрении замкнутых циклов, в которых циркулирует плутоний разного с точки зрения проблемы нераспространения качества (сценарии 2 и б) было



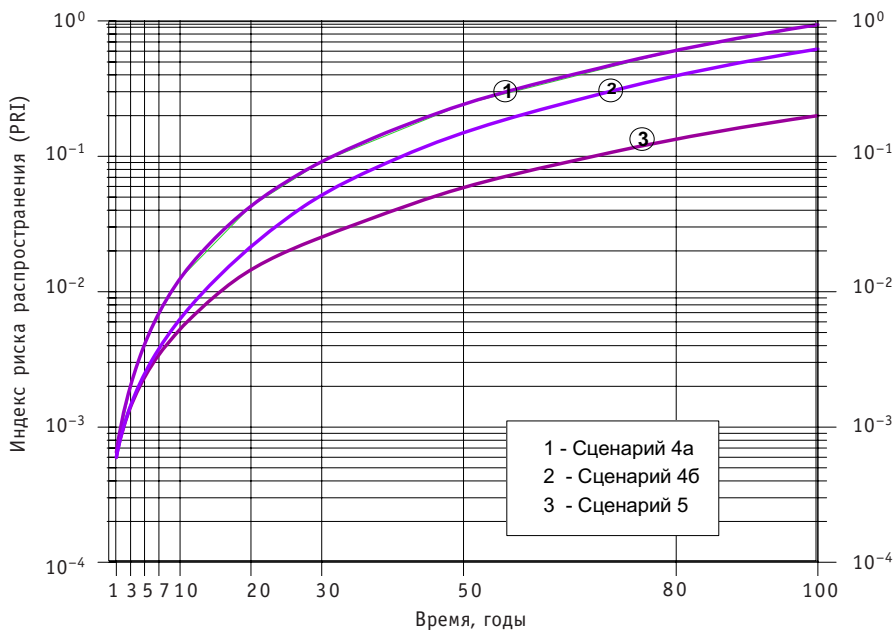


Рис. 4. Сравнение индексов рисков распространения при хранении экранного (сценарий 4) либо энергетического (сценарий 5) плутония

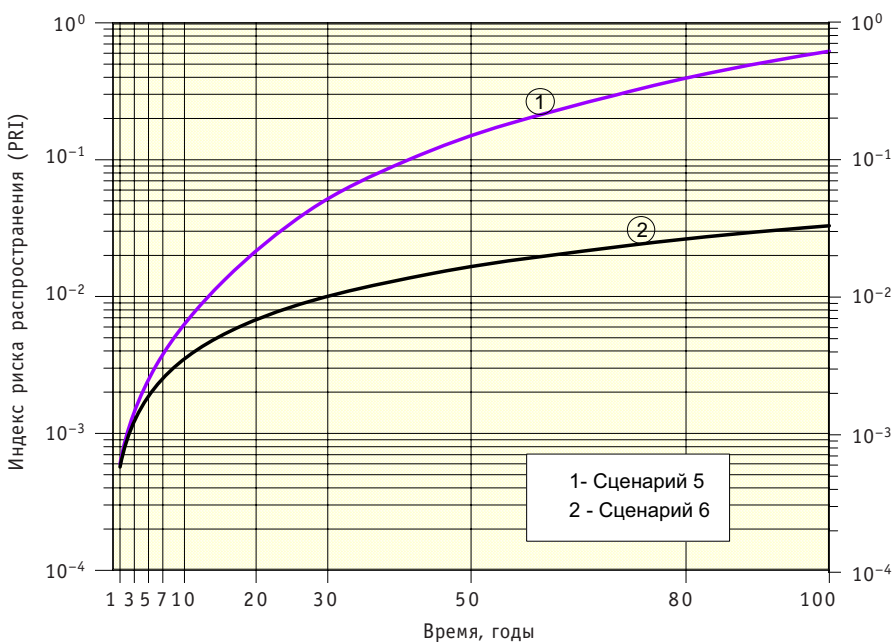


Рис. 5. Сравнение индексов рисков распространения при использовании избыточного экранного плутония в тепловых (сценарий 5) или быстрых (сценарий 6) реакторах

получено, что на временном интервале 100 лет значения индекса риска распространения для обоих сценариев практически не отличаются друг от друга. Результаты исследований показали, что если избыточный, нарабатываемый в зонах воспроизводства плутоний направляется в виде топлива в реакторы, то значимого возрастания опасности распространения во времени не происходит.

### Нестационарная энергетика

Результаты расчетных исследований для развивающейся энергетики приведены на рис. 6. Получено, что наиболее неблагоприятным с позиции распространения является сценарий развития энергетики на тепловых реакторах (ОЯТЦ ТР) с отложенным захоронением отработавшего ядерного топлива. Существенно уменьшается индекс риска, если ОЯТ после короткой выдержки в промежуточном хранилище отправляется на окончательное захоронение (сценарий ОЯТЦ ГЗ). Три оставшихся сценария связаны с замкнутым топливным циклом. Развивающаяся энергетика с реакторами на быстрых нейтронах (ЗЯТЦ БР) имеет практически такую же опасность распространения, как и сценарии открытого цикла с глубоким (недоступным) захоронением ОЯТ.

Если в развивающейся энергетике с замкнутым топливным циклом наряду с реакторами на быстрых нейтронах используются реакторы на тепловых нейтронах, то опасность распространения снижается, причем тем сильнее, чем выше доля тепловых реакторов. Последний результат связан с общим уменьшением обращающегося в системе плутония.

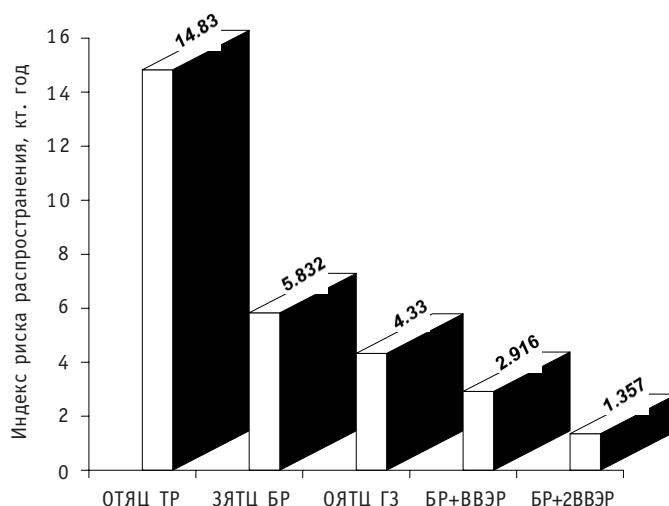


Рис. 6. Индекс риска распространения в сценариях развивающейся энергетики. Временной интервал 100 лет

### ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ МОДЕЛИ К ВХОДНЫМ ПАРАМЕТРАМ

Весовые множители, используемые в методике оценки индекса риска, являются важнейшими параметрами и определяют чувствительность к распространению одинакового по массе количества плутония, находящегося на разных стадиях топливного цикла. На рис. 7 приведены значения весовых множителей  $w_j$ , использованные нами в анализе сценариев. Для экранного и энергетического плутония данные соответствуют выделенным формам, а на стадии химической переработки плутоний находится в растворах.

Из результатов следует, что наиболее опасными звеньями топливного цикла являются склады выделенного плутония. Кроме того, нужно максимально сокращать длительность пребывания делящихся материалов на стадиях переработки облученного топлива и изготовления ТВС.

На рис. 8 представлены зависимости изменения индекса риска распространения от длительности внешнего топливного цикла в случае, если длительность его отдельных этапов изменяется пропорционально длительности ВТЦ. Еще раз отме-

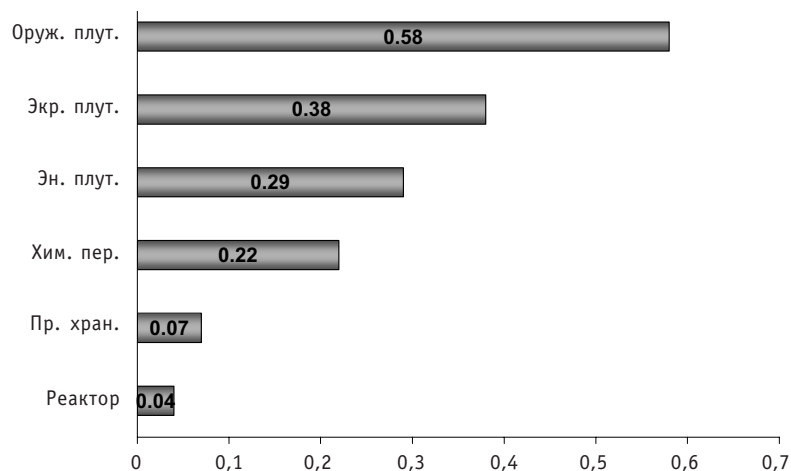


Рис.7. Относительная привлекательность одинаковой массы плутония на разных этапах топливного цикла

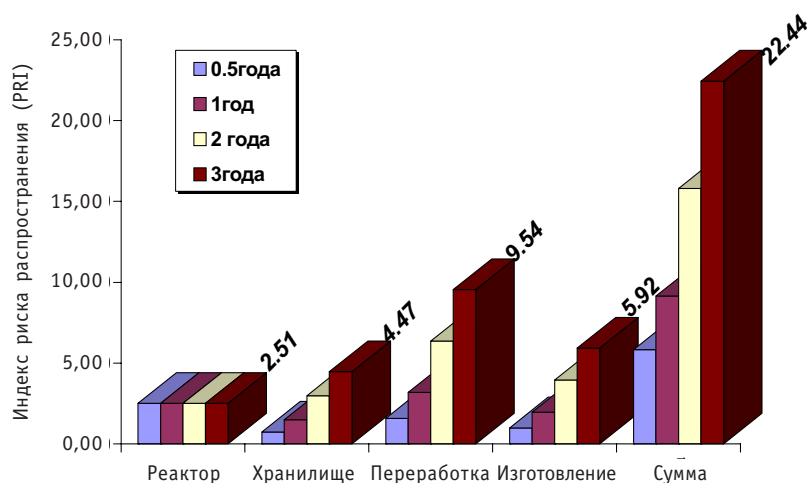


Рис. 8. Зависимость индекса риска распространения на этапах цикла от длительности ВТЦ. Интервал времени 100 лет

тим, что наибольшим будет вклад в индекс риска распространения от выделения и долговременного хранения выделенного плутония.

## ВЫВОДЫ

Сравнение замкнутого и открытого циклов по критерию индекса риска распространения показывает, что хорошо организованный замкнутый цикл обладает меньшей опасностью распространения, чем открытый. Хорошая устойчивость ОЯТЦ к нераспространению обеспечивается только при условии, что гарантирована абсолютная недоступность плутония на стадии окончательного захоронения ОЯТ.

Если избыточный, нарабатываемый в зонах воспроизводства плутоний направляется в виде топлива в реакторы, то значимого возрастания индекса риска распространения во времени не возникает. Соблюдение баланса производства и потребления плутония, удлинение кампании топлива, сокращение времени внешнего топливного цикла, – оказались значительно эффективнее, чем отказ от зон воспроизводства.

Этапы переработки ОЯТ и изготовления МОКС-топлива являются одними из наиболее опасных в ЯТЦ с точки зрения проблемы распространения делящихся материалов.

Довольно значительным оказался вклад в индекс риска распространения от оперативного запаса плутония, необходимого для изготовления МОКС-топлива очередных загрузок реактора. При определенных условиях (высокая степень очистки плутония, размер оперативного запаса) этот вклад может стать определяющим и превысить степень опасности от всех остальных этапов вместе взятых в замкнутом или разомкнутом топливных циклах.

В моделях развивающейся ядерной энергетики существенное снижение индекса риска происходит при совместном использовании тепловых и быстрых реакторов, когда плутоний из тепловых реакторов направляется в активные зоны быстрых.

### **Литература**

1. *Krakowski R.A., Bathke C.G.* Reduction of Worldwide plutonium inventories Using Conventional Reactors and Advance Fuels: A Systems Study. LA-UR-97-2809, 1997.
2. *Saaty T.* A scaling method for priorities in hierarchical structures//J. Mathematical Psychology. – 1977. – V. 15. – P. 234.
3. *Поплавский В.М., Усанов В.И., Чебесков А.Н. Коробейников В.В., Тихомиров Б.Б., Югай С.В.* Оценка эффективности мер по снижению риска распространения делящихся материалов на основе моделей системного анализа//Атомная энергия. – 2001. – Т. 91. – Вып. 5. – С. 353-362.
4. *Никипелов Б.В.* Нераспространение ядерных материалов в XXI веке//Ядерное распространение. – 2000. – Вып. 35. – С. 52-57.
5. *Орлов В.В.* Инициатива президента и стратегия Минатома//Ядерное общество России. – 2001. – № 5. – С. 27-34.

Поступила в редакцию 6.02.2007

## КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ КУБОВЫХ ОСТАТКОВ АЭС С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОЦЕССОВ СОРБЦИИ, КРИСТАЛЛИЗАЦИИ И ЦЕМЕНТИРОВАНИЯ

**Т.О. Мишевец, Н.Г. Богданович, Э.Е. Коновалов, Е.А. Грушичева,  
Г.Н. Петрухина**

*ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



Целью работы являлось экспериментальное изучение нетрадиционного способа кондиционирования концентрированных жидких радиоактивных отходов (КЖРО, кубовых остатков) методом упаривания раствора на неорганическом пористом носителе с последующей иммобилизацией продукта в гецементный камень. Приведены данные по выбору материала, наиболее эффективного в качестве сорбента-носителя для упаривания на нем растворов КЖРО; по оценке радиохимической чистоты конденсата, образующегося при упаривании кубовых остатков; по кинетике процесса сорбции цезия и стронция; по исследованию качества получаемого продукта – сорбционно-кристаллизационного концентрата; по качеству получаемых гецементных образцов.

При разработке предлагаемого способа кондиционирования КЖРО за основу был взят метод «сверхстехиометрической сорбции», разработанный во ФГУП ВНИИХТ и ФГУП ПО «Маяк» для отверждения фракционированных высокоактивных отходов. Процесс основан на адсорбции радионуклидов и стабильных металлов при 100–130°C пористым неорганическим сорбентом силикагелем с последующим заплавлением пор насыщенных гранул при 800–1000°C. При этом насыщение силикагеля радионуклидами независимо от кислотности раствора увеличивалось в десятки и сотни раз в отличие от сорбции в нормальных условиях («классической сорбции») [1–3].

В данной работе предлагается использовать сочетание процессов сорбции и кристаллизации, происходящих при упаривании раствора в присутствии неорганического пористого носителя, для кондиционирования концентрированных ЖРО АЭС среднего уровня активности. Способ позволяет ввести в сорбент-носитель всю сумму компонентов кубовых остатков (радионуклиды, органические и неорганические соединения) и получить твердый продукт – сорбционно-кристаллизационный концентрат (СКК). Заключительной стадией разрабатываемой технологии является отверждение СКК в минералоподобные матричные материалы на основе шлакощелочных вяжущих систем.

*Объектом исследования* являлись кубовые остатки, хранящиеся в цехе переработки радиоактивных отходов ГНЦ РФ-ФЭИ.

© *Т.О. Мишевец, Н.Г. Богданович, Э.Е. Коновалов, Е.А. Грушичева, Г.Н. Петрухина, 2007*

Как и на большинстве АЭС России, в ФЭИ переработка жидких радиоактивных отходов основана на концентрировании их методом выпаривания с последующей ионообменной доочисткой конденсата от радионуклидов. Кубовые остатки в виде жидких радиоактивных концентратов, содержащие свыше 400 г/л солей и удельной активностью  $n \cdot 10^8$  Бк/л (табл. 1), более 40 лет хранятся в специальных герметичных емкостях.

Таблица 1

**Состав КЖРО, хранящихся в ГНЦ РФ-ФЭИ**

Параметр	Значение	
	ОВ-176	ОВ-175
рН	11,5 – 12,5	13 – 14
Плотность, г/см <sup>3</sup>	1,2	1,3
Общее солесодержание*, г/л	400	540
АПАВ, г/л	75	122
ХПК**, г О <sub>2</sub> /л	118	156
Σβ,γ по <sup>137</sup> Cs, Бк/л	(2,6 – 4,8)·10 <sup>8</sup>	
Σα по <sup>239</sup> Pu, Бк/л	1,2·10 <sup>4</sup>	

\* Основные катионы и анионы: Na<sup>+</sup>, K<sup>+</sup>, NO<sub>3</sub><sup>-</sup>, SO<sub>4</sub><sup>2-</sup>, Cl<sup>-</sup>, PO<sub>4</sub><sup>3-</sup>, CO<sub>3</sub><sup>2-</sup>, SiO<sub>3</sub><sup>2-</sup>;

\*\* ХПК – химическое потребление кислорода [5]

Сложность кондиционирования КЖРО обусловлена специфическим химическим составом этих растворов: высоким солесодержанием и щелочностью, присутствием значительных количеств органических соединений и значительной радиоактивностью, которая определяется в основном <sup>137</sup>Cs [4]. Для перевода КЖРО в твердое состояние практическое применение в настоящее время нашли методы глубокого упаривания и битумирования, не удовлетворяющие требованиям физико-химической устойчивости продукта и экологической безопасности процесса.

Этим требованиям в наибольшей степени удовлетворяет отверждение КЖРО непосредственно цементированием. Способ приводит к увеличению объемов образующихся РАО от 1,5 до 5 раз. Для повышения качества образующихся цементных компаундов необходимо разрушать органические вещества, входящие в КЖРО, в частности, для этого предложен метод озонирования. Это приводит к образованию разнообразных вторичных РАО, требующих специального обращения с ними, а также к значительному увеличению материало- и энергоемкости способа.

Таким образом, поиск и развитие качественно новых подходов к решению проблемы перевода кубовых остатков в твердое состояние, пригодное для долговременного, экологически безопасного хранения, являются необходимыми и актуальными.

*Методика проведения экспериментов* включала в себя:

- определение емкости различных материалов относительно суммы всех компонентов КЖРО методом упаривания раствора на неорганическом пористом носителе;
- определение основных параметров и условий технологического процесса получения сорбционно-кристаллизационного концентрата (температура упаривания, скорость перемешивания, оптимальное соотношение количества сорбента и объема раствора и др.);
- изучение кинетики поглощения <sup>137</sup>Cs, <sup>90</sup>Sr, химических компонентов сорбентом-носителем в процессе упаривания КЖРО;

- изучение физико-химических свойств полученного СКК и оценка качества сконденсированной парогазовой фазы, образующейся в процессе упаривания кубовых остатков и гидротермальной обработки продукта;

- определение состава вяжущей системы и оптимальных условий для иммобилизации готового продукта СКК в цементный компаунд, изучение качества полученных образцов.

Приготовление СКК заключалось в последовательном чередовании следующих операций: добавление первой порции раствора к порции сорбента в заданном оптимальном соотношении; перемешивание суспензии с выбранной периодичностью; подсушивание крупки сорбента до слегка влажного состояния и добавление следующей порции раствора. Эксперимент прекращали как только подсушенный СКК начинал терять сыпучесть при постоянном перемешивании.

*Методы контроля и обработки результатов.* Часть экспериментов выполнялась с использованием модельных растворов КЖРО методом меченых атомов путем введения заданных количеств нерадиоактивного и радиоактивного цезия с тем, чтобы расчетная активность, устанавливаемая по закону радиоактивного распада, в пересчете на  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  составляла требуемые величины.

Эффективность сорбционно-кристаллизационного концентрирования компонентов КЖРО на сорбенте оценивали по его наполняемости компонентами КЖРО, как количество сухого остатка КЖРО в одном грамме сорбента после упаривания модельного раствора и подсушивании крупки сорбента до воздушно-сухого состояния при сохранении технологичности продукта – сорбционно-кристаллизационного концентрата.

Варьируемыми параметрами процесса концентрирования КЖРО были: температура упаривания, тип сорбента, методика подготовки сорбента, размер частиц сорбента, тип раствора КЖРО.

Исследования эффективности концентрирования КЖРО сорбентами выполняли упариванием растворов при температуре 100–115°C.

Контроль процесса сорбции  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  осуществляли радиометрически в пробах жидкой фазы суспензии, периодически отбираемых в процессе упаривания КЖРО.

Эффективность процесса поглощения неорганических и органических соединений сорбентами также оценивали по изменению их содержания в пробах жидкой фазы суспензии.

*Исследования по выбору наиболее эффективного материала для использования в качестве сорбента-носителя.* Были изучены следующие материалы: силикагель АСКГ, трепел и бентонит разной дисперсности, клиноптилолит, керамзит, палыгорскит, молекулярные сита СаА и СаХ.

*Критериями выбора* материала в качестве носителя для упаривания КЖРО являлись: высокая пористость структуры (с преобладанием мезопор); сорбционные свойства относительно  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ ; химическая устойчивость в сильнощелочных средах; радиационная устойчивость; однотипность кристаллической структуры сорбента-носителя и структуры новообразований цементного камня; распространенность, доступность, невысокая стоимость.

*Критериями качества* сорбционно-кристаллизационного концентрата являлись:

- степень насыщения сорбента компонентами кубовых остатков – емкость сорбента (удельная масса сухого остатка на 1 г сорбента);
- технологичность получаемого продукта (сыпучесть, равномерная заполняемость компонентами КЖРО, минимальное количество пылевидных частиц).

Показано, что наибольшей сорбционно-кристаллизационной емкостью обладает трепел, термообработанный при 300°C (трепела-300<sub>0,2-0,4</sub>). В качестве мате-



риала-носителя была выбрана фракции сорбента 0,2–0,4 мм. В экспериментах по упариванию КЖРО был получен технологичный (пористый, легко измельчаемый, с минимальным количеством мелкой фракции) конечный продукт при введении 4,7 г сухих солей кубовых остатков на 1 г термообработанного трепела. В экспериментах с клиноптилолитом и силикагелем аналогичное состояние конечного продукта СКК достигается при содержании 1,4–1,5 г сухих солей/г сорбента; для гранулированного бентонита эта величина составляет 4,7 г сухих солей/г сорбента. При введении 0,4–0,6 г сухих компонентов КЖРО на 1 г материала сорбенты высокодисперсный бентонит, керамзит, палыгорскит, СаА и СаХ образуют с сухим остатком раствора КЖРО плотную трудноизмельчаемую массу с заметным высыпанием по поверхности.

*Оптимизация параметров упаривания КЖРО.* Исследования по упариванию КЖРО на трепеле, выполненные в интервале температур от 80 до 130°C показали, что оптимальной температурой для получения СКК является 110±5°C. При этом не происходит прикипания суспензии к стенкам реакционной емкости, что позволяет почти полностью извлекать готовый продукт (остаток на стенках сосуда ≤1,5% масс.). Истирание продукта с образованием частиц <0,2 мм при этих условиях составило 5–10%.

В экспериментах по изучению влияния объема раствора, добавляемого к порции сорбента за одну загрузку, на технологичность СКК установлено, что оптимальным является отношение  $m_{\text{сорбента}}(\text{г}): V_{\text{раствора}}(\text{мл}) = 1:1$  для трепела-300<sub>0,2-0,4</sub>. Для сравнения, соотношение  $m_{\text{сорбента}}(\text{г}): V_{\text{раствора}}(\text{мл})$  для гранулированного бентонита и клиноптилолита равно 1: (0,7÷0,8).

Исследовано влияние химического состава КЖРО на насыщенность сорбента-носителя компонентами КЖРО. Установлено, что емкость трепела относительно реальных кубовых остатков значительно выше, чем для модельных, и составляет 5,9 и 1,4 г сухих солей на 1 г сорбента соответственно. По-видимому, это связано с присутствием значительного количества органических веществ в реальных КЖРО, в особенности ПАВ, которые способствуют сохранению сыпучести готового продукта.

*Кинетика сорбции компонентов КЖРО.* Кинетику сорбции радионуклидов <sup>137</sup>Cs и <sup>90</sup>Sr сорбентом-носителем исследовали по результатам радиометрических измерений проб жидкой фазы суспензии, периодически отбираемых в процессе упаривания растворов КЖРО и гидротермальной обработки СКК. Кинетику концентрирования неорганических и органических компонентов кубовых остатков на сорбенте-носителе сорбционно-кристаллизационным методом изучали по изменению химического состава (сухой остаток, pH, концентрация ионов Na<sup>+</sup>) жидкой фазы суспензии «сорбент-раствор» от продолжительности процесса упаривания КЖРО и гидротермальной обработки сорбционно-кристаллизационного концентрата.

Результаты радиометрических измерений содержания <sup>137</sup>Cs в пробах жидкой фазы суспензии представлены на рис. 1.

Как видно из рис. 1, при упаривании КЖРО на сорбенте активность цезия в суспензии снижается примерно на порядок. При заключительной гидротермальной обработке образцов СКК отмечено уменьшение объемной активности в пробах жидкой фазы суспензии (проба 5). Показано, что при длительной выдержке готового продукта в воде при комнатной температуре происходит более полное поглощение <sup>137</sup>Cs из кубовых остатков. Из этого следует, что радионуклид прочно фиксируется и на активных центрах пор и поверхности частиц сорбента. В случае, если бы имела место только кристаллизация его солей, то при водно-термальной обработке продукта наблюдалось бы увеличение концентрации <sup>137</sup>Cs в жидкой фазе суспензии до значений, близких к величине исходной радиоактивности раствора.

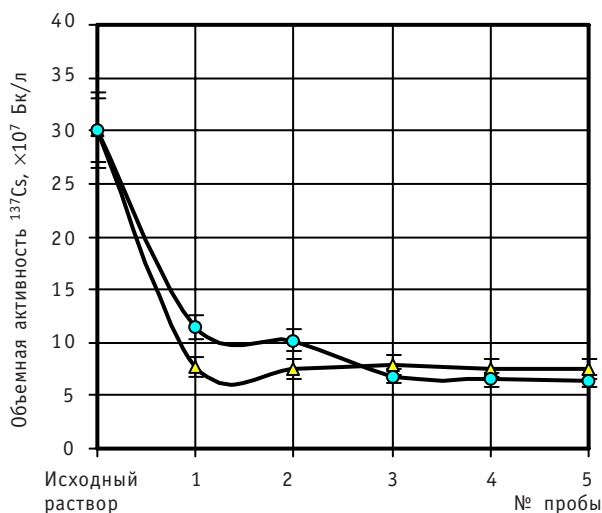


Рис. 1. Изменение концентрации  $^{137}\text{Cs}$  в жидкой фазе суспензии при упаривании модельных растворов КЖРО на трепеле-300<sub>0,2-0,4</sub>:  $\Delta$  – КЖРО с содержанием 200 г/л;  $\circ$  – КЖРО с содержанием 360 г/л

Установлено, что поглощение радионуклида  $^{90}\text{Sr}$  также идет в основном по сорбционному механизму. Так при упаривании растворов кубовых остатков в присутствии гранулированного бентонита, 97,5% количества радиостронция поглощается и прочно удерживается сорбентом, что подтверждается отсутствием выхода данного радионуклида в жидкую фазу суспензии при гидротермальной обработке СКК.

Показано, что при упаривании растворов КЖРО химические макрокомпоненты этих растворов концентрируются на сорбенте-носителе по механизмам кристаллизации и частично сорбции. Так, при упаривании модельных КЖРО происходит прочная фиксация трепелом не менее 25% суммы компонентов КЖРО, в частности, по механизму сорбции закрепляется не менее ~ 15% ионов  $\text{Na}^+$ .

*Качество конденсата при упаривании КЖРО.* Был выполнен радиохимический анализ сконденсированной парогазовой фазы, образующейся при упаривании модельных растворов концентрированных жидких радиоактивных отходов на сорбенте-носителе (табл. 2).

Установлено, что по щелочности (рН 8,3–8,5) и сухому остатку ( $<1 \cdot 10^{-2}$  г/л) конденсат соответствует показателям, установленным для питьевой воды [6]; ХПК конденсата очень мало ( $<0,03$  г  $\text{O}_2$ /л). Радиометрический анализ проб конденсата показал, что смоделированная методом радиоактивных индикаторов объемная концентрация  $^{137}\text{Cs}$  в растворе снижается по сравнению с исходным раствором существенно более, чем на пять порядков.

Таблица 2

**Результаты исследований качества проб конденсата, образующегося при упаривании модельных КЖРО различного химического состава на природных сорбентах**

Сорбент-носитель	Раствор*	$m_{\text{сорбента}}(\text{г}): V_{\text{пр}}(\text{мл})$	рН	Концентрация ионов натрия, $\text{C}(\text{Na}^+)$ , г/л	Периодичность отбора проб конденсата
Трепел-300 <sub>0,2-0,4</sub>	№ 1	1 : 5	8,3	$9,4 \cdot 10^{-4}$	Каждые 42 мин
Трепел-300 <sub>0,2-0,4</sub>	№ 2	1 : 5	8,5	$3,2 \cdot 10^{-4}$	Каждые 38 мин

\* раствор № 1: содержание ~200 г/л; содержание органических веществ 2 г/л; рН ~13; раствор № 2: содержание ~360 г/л; содержание органических веществ 42 г/л; рН ~13

*Качество сорбционно-кристаллизационного концентрата.* Наряду со степенью насыщения сорбента сухими компонентами КЖРО, важным критерием, характеризующим качество СКК, является технологичность. Ее оценивали по следующим физико-механическим и физико-химическим показателям: гранулометрический состав, сыпучесть, доля компонентов КЖРО (сухого остатка) в виде свободных мелких частиц, не закрепленных на сорбенте-носителе, доля частиц сорбента с размерами  $< 0,2$  мм, влагопоглощение.

Показано, что при установленных оптимальных условиях упаривания КЖРО получаем не менее 90 мас.% СКК в виде сыпучего продукта с размером частиц его основной фракции  $\geq 0,2$  мм. В процессе получения СКК и бентонит, и трепел разрушаются не более чем на 5–10%; не более 6–8% вводимых в СКК сухих компонентов КЖРО присутствуют в готовом продукте в виде отдельной кристаллической фазы.

Для рекомендованных условий концентрирования КЖРО упариванием на сорбентах-носителях не выявлено заметной зависимости между солесодержанием раствора, типом сорбента и качеством получаемого продукта.

Выявлена зависимость поглощения водяных паров сорбционно-кристаллизационным концентратом от химического состава КЖРО. Для модельных растворов, с достаточной точностью имитирующих кубовые остатки АЭС (содержание неорганических солей  $\sim 400$  г/л, ХПК до  $8 \text{ гO}_2/\text{л}$ ), выдерживание СКК в нормально-влажностных условиях приводит к увеличению содержания воды на 0,1–0,3 мас.%. Для образцов, содержащих реальные КЖРО ГНЦ РФ-ФЭИ (солесодержание до 550 г/л, ХПК  $\geq 100 \text{ гO}_2/\text{л}$ ), эта величина составляет 2,9–5,2 мас.%.

Было выполнено изучение особенностей строения поверхности и порового пространства сорбционно-кристаллизационного концентрата методами рентгендифрактометрического фазового анализа и аналитической сканирующей электронной микроскопии<sup>1</sup>. Для изучения выбрали образец СКК на основе трепела-300 (размер частиц сорбента 1–1,6 мм), содержащий  $\sim 1,17$  г сухих компонентов модельного раствора в 1 г сорбента. На изображениях СКК во вторичных электронах видно (рис. 2), что поверхность частиц образца имеет неоднородное строение с ярко выраженной ноздреватопористой текстурой. Она сложена «друзовидными» сростками кристаллов пластинчатой формы размером до 120 мкм (рис. 2 а, б, в). Отдельные пластинки иногда имеют отчетливые гексагональные очертания. Кроме пластинчатых кристаллов на поверхности обнаружены агрегаты кристаллов кубической формы размером до 15 мкм. На изображениях они имеют белый цвет на сером фоне основной массы, что указывает на более высокий их суммарный атомный вес по сравнению с пластинчатыми кристаллами (рис. 2 г). Поровое пространство выполнено глобулями с редкими пластинчатыми и неправильной формы кристаллами размером несколько микронов (рис. 2 б, г).

Энергодисперсионные спектры, полученные с отдельных фаз, позволяют качественно оценить их состав – поверхность образца сложена крупными сростками пластинчатых кристаллов  $\text{NaNO}_3$ , среди которых наблюдаются агрегаты и отдельные кубические по форме кристаллы  $\text{NaCl}$ . Изучение энергодисперсионных спектров показало, что глобули в порах представлены тримит-кристобалитом и в качестве основной постоянной примеси присутствует фаза  $\text{NaNO}_3$ . Таким образом, солевые компоненты раствора КЖРО концентрируются в основном на поверхности частиц и в некотором количестве (до 30%) присутствуют в порах гранул сорбента.

*Иммобилизация сорбционно-кристаллизационного концентрата в геоцементный камень.* При инкорпорации СКК в геоцементный компаунд важно было дос-

<sup>1</sup> Данные исследования были выполнены группой специалистов ИГЕМ РАН (г. Москва) под рук. С.В. Юдинцева

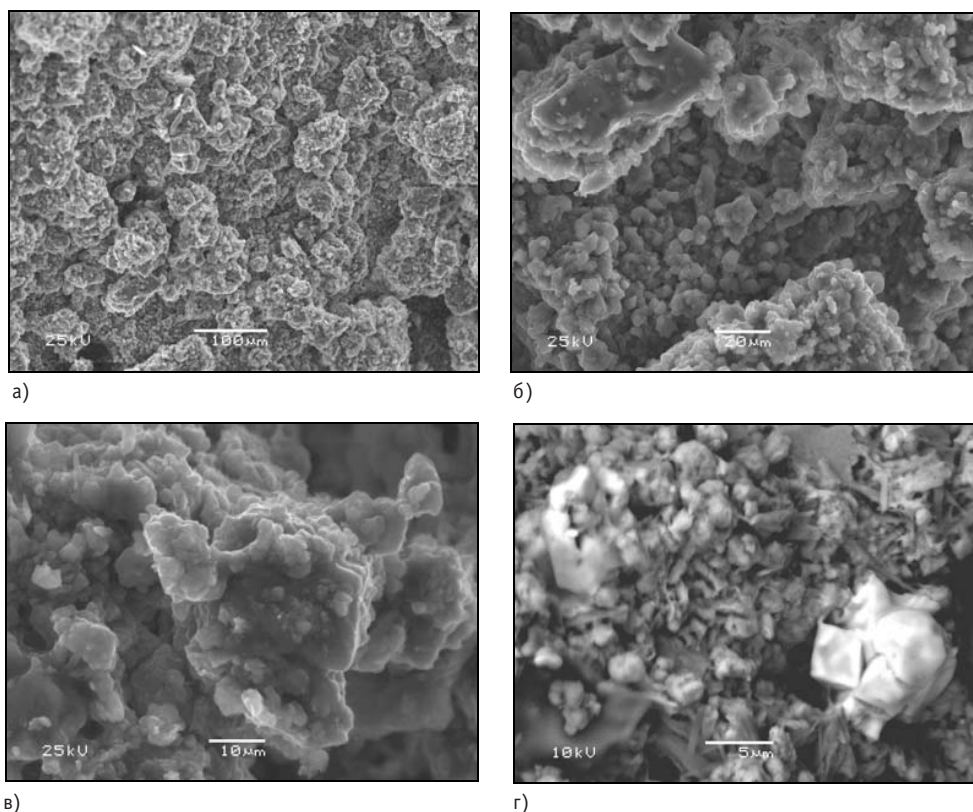


Рис. 2. СЭМ-изображение строения поверхности и порового пространства образца СКК на основе трепела: (а,б,в) – во вторичных электронах, (г) – в отраженных электронах

тичь, во-первых, увеличения наполняемости цементного компаунда сухим остатком КЖРО, во-вторых, устойчивости образующихся компаундов, в-третьих, невысоких коэффициентов изменения объема РАО, т.е.  $k = V_{\text{гцк}} / V_{\text{кжро}} \leq 1,5$ .

В состав вяжущей системы входят гранулированный доменный шлак, глинистый компонент (преимущественно каолинит или метакаолинит), сорбционно-кристаллизационный концентрат и раствор щелочи (гидроксид натрия, калия или раствор силиката натрия).

*Расчетная оценка оптимального состава вяжущей системы.* Для оценки оптимальных параметров иммобилизации СКК в геоцементный камень была разработана методика расчета рецептуры вяжущей системы, которая учитывала содержание оксида алюминия, вносимого в шихту в составе шлака, глинистого компонента и сорбента, а также количество солей, вводимых в шихту с сорбционно-кристаллизационным концентратом.

Взаимосвязь между количествами сухих компонентов вяжущей системы и объемом щелочного раствора, используемого для затворения шихты и характеризующегося содержанием оксида щелочного металла в 1 л ( $D$ ), определяется раствороряющим отношением в соответствии с уравнением:

$$[P/V] = V_{\text{щ}} / G \cdot 10^{-3} = 2,8 \cdot 10^2 \cdot x \{ [1 - 10^{-2}(C+C_1)](1 - 0,83 \cdot y) + 1,5 \cdot 10^{-3} C \} / D, \quad (1)$$

где  $[P/V]$  – раствороряющее, л/кг;  $V_{\text{щ}}$  – объем щелочного раствора силиката натрия, необходимого для затворения;  $G$  – масса сухих компонентов вяжущей системы, г;  $x$  – количество молей  $\text{Na}_2\text{O}$ , приходящееся на 1 моль  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ;  $C$  – количество сорбента в смеси сухих компонентов вяжущей системы, мас.%;  $C_1$  – количество

сухого остатка КЖРО в шихте вяжущей системы, мас.%;  $y$  – доля шлака в смеси с глинистым компонентом;  $D$  – содержание  $\text{Na}_2\text{O}$  в щелочном растворе силиката натрия, г/л.

Растворовязущее отношение характеризует густоту цементного теста и является одним из важных параметров, от которого зависит механическая прочность синтезируемого цементного камня. Однако расчетная величина  $[P/V]$  не всегда позволяет получить при замесе цементное тесто нормальной густоты. В таком случае истинное значение растворовязущего отношения определяется экспериментально путем добавления в вяжущую систему некоторого количества воды для достижения требуемого качества теста.

Показано, что для фиксированных  $[P/V]$  и  $C$  содержанию щелочи в растворе соответствует определенная величина соотношения шлака и метакеолинита, от которой будет зависеть в дальнейшем химический состав новообразований ГЦК и кинетика их формирования. Увеличение содержания сорбента в вяжущем при фиксированных значениях  $[P/V]$  и  $[D]$  приводит к уменьшению доли глинистого компонента, чтобы сохранить необходимое количество активной формы  $\text{Al}_2\text{O}_3$  в вяжущей системе.

Область оптимальных значений  $[P/V]$ , установленная экспериментально для данной шлакощелочной вяжущей системы заключена в интервале  $0,4 \div 0,7$ , т.к. ограничена необходимостью формирования цементного теста нормальной густоты. При этом  $D = 150 \div 160$  г  $\text{Na}_2\text{O}/\text{л}$  и доля шлака в смеси с глинистым компонентом должна определяться значениями  $y = 0,6 \div 0,8$ .

Важным критерием процесса введения КЖРО в матричный материал является коэффициент изменения объема радиоактивных отходов:

$$k = \frac{V_{\text{ГЦК}}}{V_{\text{КЖРО}}}, \quad (2)$$

где  $V_{\text{ГЦК}}$  и  $V_{\text{КЖРО}}$  – объемы геоцементного камня и концентрированных жидких радиоактивных отходов, введенных в ГЦК соответственно.

На рис. 3 приведены графики зависимости  $k$  от массы сухого остатка, фиксированного на сорбенте, для различных содержаний сорбента в сухих компонентах вяжущей системы. При  $k < 1,5$  и близких к единице необходимо использовать значения  $\gamma = 3 \div 4$  г/г при  $C = 10$  мас.% и  $\gamma = 1,5 \div 2$  г/г при  $C \approx 20$  мас.%, где  $\gamma = C_1/C$  – масса сухих компонентов КЖРО, приходящаяся на 1г сорбента в образце СКК. В последнем случае ограничение  $\gamma \approx 2$  г/г определяется недостаточным количеством вяжущих компонентов в вяжущей системе вследствие значительного увеличения количества сорбента с сорбатом. Так при  $\gamma = 3$  г/г и  $C = 20$  мас.% получаем  $C+C_1 = 80$  мас.% и на долю шлака с глинистым компонентом остается 20 мас.%, что недостаточно для формирования качественного ГЦК. При  $C = 30$  мас.% остается возможность использовать только значение  $\gamma \approx 1$  г/г.

Был выполнен расчет наполнения ГЦК радиоактивными отходами – величины  $C_0$ , отражающей количество радиоактивных отходов в геоцементном камне, мас.%:

$$C_0 = \frac{DC\gamma}{D + 0,28x\{[1 - 10^{-2}(C + C_1)](1 - 0,83y) + 1,5 \cdot 10^{-3}C\}\rho_{\text{ш}}}, \quad (3)$$

где  $\rho_{\text{ш}}$  – плотность раствора жидкого стекла, г/л.

Параметр  $C_0$  является показателем эффективности процесса иммобилизации РАО (в форме сухого остатка) в геоцементный матричный материал. Графики рис. 4 иллюстрируют характер зависимости этого параметра от величины  $\gamma$  для различных значений  $C$ .

По-видимому, значение  $C_0 \approx 20$  мас.% можно считать близким к оптимальному,



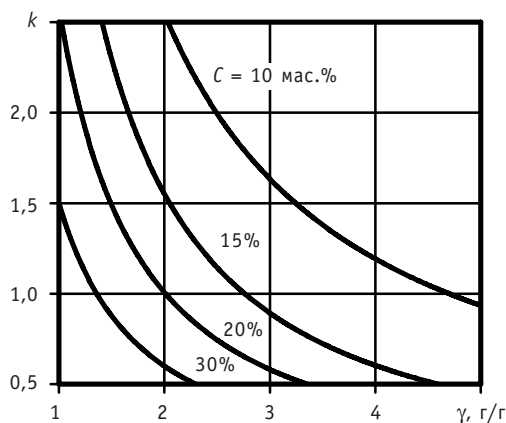


Рис. 3. Зависимость коэффициента кратности изменения объема РАО от величины фиксированной на сорбенте удельной массы сухих компонентов КЖРО при различных содержаниях сорбента в шихте:  $x=1$ ;  $y=0,7$ ;  $D=150$  г  $Na_2O/л$ ;  $\rho_{щ} = 1310$  г/л

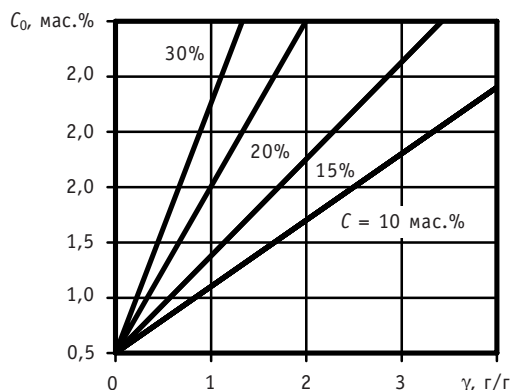


Рис. 4. Зависимость величины наполнения ГЦК сухим остатком КЖРО ( $C_0$ ) от содержания фиксированных на сорбенте сухих компонентов КЖРО ( $\gamma$ ) при различных содержаниях сорбента ( $C$ ) в геоцементном камне:  $y=0,7$ ;  $x=1$ ;  $D=150$  г  $Na_2O/л$ ;  $\rho_{щ} = 1310$  г/дм<sup>3</sup>

что, как и в предыдущем случае, реализуется при  $\gamma = 3 \div 4$  г/г (для  $C = 10$  мас.%), при  $\gamma = 1,5$  г/г (для  $C = 20$  мас.%) и при  $\gamma = 1$  г/г (при  $C = 30$  мас.%).

Таким образом, на основе расчетной оценки рекомендованы оптимальные параметры процесса инкорпорации сорбционно-кристаллизационного концентрата в ГЦК (табл. 3).

Таблица 3

**Рекомендуемые параметры процесса омоноличивания СКК\***

Содержание трепела в шихте, $C$ , мас %	Наполнение сорбента сухими компонентами кубовых остатков, $\gamma$ , г/г	Количество сухих компонентов КЖРО, введенных в шихту, $C_1$ , мас %	Содержание сухого остатка КЖРО в ГЦК, $C_0$ , мас %	Коэффициент изменения объема РАО, $k$
10	3 ÷ 4	30 ÷ 40	18 ÷ 26	1,2 – 1,6
20	1,5 ÷ 2	30 ÷ 40	20 ÷ 27	1,2 – 1,6
30	1	30	20	1,2 – 1,6

\*  $y = 0,6 \div 0,8$ ;  $D = 150 \div 160$  г  $Na_2O/л$

Экспериментальная оценка качества образцов геоцементного камня и эффективности геоцементирования СКК. Установлено, что образцы, содержащие до 84 мас.% СКК на основе трепела (20–30 мас.% сорбента) и модельных растворов КЖРО (наполнение по компонентам кубовых остатков  $\gamma = 1,8$  г/г), отличаются удовлетворительной прочностью, равной 8,6–12,0 МПа (табл. 4). При содержании в смеси сухих компонентов ГЦК 56–84 мас.% СКК количество сухого остатка КЖРО в геоцементном камне составляет ~24–35 мас.%, что обеспечивает коэффициент изменения объема РАО, равный 1,5 и 0,6 соответственно. Увеличение содержания сухого остатка КЖРО в шихте до 54 мас.% при выбранном составе вяжущей системы и способе замеса цементного теста приводило к заметному увеличению сроков схватывания (10–12 сут) и твердения образцов (до 60 сут).

Указанный выше коэффициент изменения объема РАО  $k \sim 0,6$  достигнут для модельного раствора КЖРО, близкого по содержанию неорганических компонентов (~400 г/л) и органических соединений (по ХПК до 8 гО<sub>2</sub>/л) к реальным растворам кубовых остатков, накопленных на АЭС.

Таблица 4

**Результаты испытаний на осевое сжатие образцов геоцементного камня, содержащих различные количества СКК на основе модельного\* раствора кубовых остатков**

Количество сорбента в шихте, С, мас.%	Количество сухих компонентов КЖРО на 1 г сорбента, $\gamma$ , г/г	Количество сухих компонентов КЖРО, введенных в шихту, С <sub>1</sub> , мас.%	Количество сухих компонентов КЖРО в геоцементном камне, С <sub>0</sub> мас.%	k	Механическая прочность***, МПа
5	1,8	9	4	> 3	11,3÷11,4
10		18	12	2,8	8,6÷9,6
20		36	24	1,5	9,5÷10,4
30		54	35	0,6	10,2÷12,0

\*  $y = 0,7$ ;  $x \gg 1$ ;  $D = 160$  г Na<sub>2</sub>O/л;

\*\* раствор КЖРО: солесодержание 420 г/л, содержание органических веществ 20 г/л, pH~13;

\*\*\* количество испытанных образцов 2÷3.

Была выполнена инкорпорация в геоцементный компаунд СКК на основе *реальных кубовых остатков* – смеси жидких концентратов ГНЦ РФ-ФЗИ (солесодержание 590 г/л, ХПК ~150 гO<sub>2</sub>/л) с пониженной активностью.

Показано, что образцы ГЦК, в которые инкорпорирован сорбционно-кристаллизационный концентрат на основе трепела и клиноптилолита (30 мас.% сорбента) с содержанием сухих компонентов реальных КЖРО 0,3–0,5 г на 1 г сорбента, отличаются удовлетворительной механической прочностью (9,5–23,1 МПа). При этом наполнение геоцементного камня сухими компонентами кубовых остатков составило 8–12 мас.% и коэффициент изменения объема ~1,8–2,1 [7].

Для исследований свойств образцов ГЦК, содержащих сорбционно-кристаллизационный концентрат на основе трепела-300<sub>0,2-0,4</sub> с  $\gamma = 2,4 \div 4,7$  г/г, использовали жидкое стекло с  $D = 160$  и 120 гNa<sub>2</sub>O/л; растворяющее отношение составляло 0,69. Содержание СКК в шихте составляло 27–36 мас.%, из которых на долю сухих компонентов КЖРО приходилось 19–30 мас.% и на долю трепела 8,0–6,4 мас.%. Часть образцов содержала СКК, прокаленный при ~300°C в течение 2 ч; другая часть содержала нетермообработанный СКК (табл. 5).

Установлено, что геоцементный камень, содержащий ~30% нетермообработанного СКК (сорбент трепел;  $\gamma = 2,4$  г/г; наполнение шихты сухими компонентами КЖРО 19,1 мас.%) отличается низкой прочностью и может быть разрушен давлением <1 МПа. Образцы геоцементного камня, содержащего термообработанный продукт СКК, обладают хорошей прочностью, гладкой поверхностью, отсутствием высаливания и отличаются хорошей механической прочностью (~10 МПа).

Минимальный коэффициент изменения объема РАО, равный 1,2, достигается при введении в геоцементную шихту прокаленного СКК с  $\gamma = 4,7$  г/г (наполнение ГЦК сухими компонентами реальных КЖРО ФЭИ 22 мас.%).

Изучение радионуклидного состава газовой смеси, образующейся при прокаливании образца СКК, показало, что при температурной обработке (300–330°C) сорбционно-кристаллизационного концентрата на основе трепела-300<sub>0,2-0,2</sub> с наполнением компонентами реальных КЖРО  $\gamma = 1,5$  г/г имеет место унос ~ 1,5% <sup>137</sup>Cs. Поэтому при термообработке СКК необходима очистка газо-воздушной смеси и ее постоянный радиометрический контроль. В предварительных экспериментах установлено, что природный трепел с достаточной эффективностью поглощает цезий из газовой смеси.



Таблица 5

**Результаты испытаний на осевое сжатие образцов геоцементного камня, содержащих различные количества СКК на основе реальных КЖРО ФЭИ\***

Прокаливание	D, г Na <sub>2</sub> O/л	Количество сорбента в шихте, С мас %	Количество сухих компонентов КЖРО на 1 г сорбента, γ, г/г	Количество сухих компонентов КЖРО, введенных в шихту, С <sub>1</sub> , мас.%	Количество сухих компонентов КЖРО в геоцементном камне, С <sub>0</sub> , мас %	k	Механическая прочность**, МПа
-	200	30	0,3 – 0,5	9 – 15	8 – 12	2,1 – 1,8	9,5 – 23,1
-	160	8	2,4	19,1	14	2,4	<1 МПа
+	160	8	2,4	19,1	14	2,4	9,7
+	120	7,7	3,5	27	18	1,6	9,4
+	120	7,0	4,1	28,7	20	1,4	10,4
+	120	6,4	4,7	30,1	22	1,2	10,6

\* КЖРО с максимально сниженной активностью, солесодержанием 590 г/л; рН 13; ХПК ~150 гO<sub>2</sub>/л;

\*\* количество испытанных образцов 2 ÷ 3.

Таким образом, экспериментально подтверждено, что качество геоцементного компаунда зависит, во-первых, от количества введенных в него сухих компонентов КЖРО, и, во-вторых, от содержания в кубовых остатках органических соединений. Для растворов КЖРО с относительно невысоким (по ХПК = 2–4 гO<sub>2</sub>/л) содержанием органических веществ реализуется наполнение ГЦК сухими компонентами до 35 мас.% и k = 0,6. Для растворов кубовых остатков, содержащих значительное количество органических компонентов (по ХПК > 100 гO<sub>2</sub>/л), достигается наполнение ГЦК по сухим компонентам КЖРО 12 мас.% и коэффициент изменения объема РАО k = 1,8.

*Технологическая схема кондиционирования КЖРО с использованием процессов сорбции, кристаллизации и цементирования.* На основании выполненных экспериментальных исследований предложена последовательность технологических операций по кондиционированию КЖРО при использовании трепела:

1) исходный природный материал трепел дробят, отбирают фракцию 0,2–0,4 мм, выдерживают при температуре 300°С в течение 3 ч;

2) концентрированные ЖРО упаривают в присутствии трепела-300<sub>0,2-0,4</sub> при следующих основных параметрах процесса:

- температура упаривания 110±5°С;
- оптимальное соотношение количеств сорбента и раствора КЖРО

$m_{\text{сорбент. (г)}} : V_{\text{КЖРО(мл)}} = 1:1;$

- количество порций КЖРО – не менее 8;
- количество сухих компонентов КЖРО на 1 г сорбента в готовом СКК должно быть в пределах 2–4 г;

• оптимальное соотношение количеств воды и сорбента при гидротермальной обработке СКК  $m_{\text{сорбент. (г)}} : V_{\text{вода(мл)}} = 1:1;$

- количество порций воды – не менее 3;
- перемешивание постоянное;

3) конденсат, образующийся при упаривании КЖРО, анализируют (определяют рН, рNa, ХПК, сухой остаток, удельную радиоактивность), при необходимости до-

очищают и используют повторно в качестве технической воды или сбрасывают в окружающую среду в установленном порядке;

4) готовый продукт отверждают в геоцементный компаунд и направляют на долговременное хранение (захоронение).

Предлагаемый способ кондиционирования отработан для перевода в ТРО кубовых остатков АЭС с солесодержанием  $\leq 400$  г/л и содержанием органических веществ по косвенному показателю ХПК, равному 2–4 гО<sub>2</sub>/л. Последовательность технологических операций не включает стадию термообработки СКК, позволяет достичь наполняемости геоцементного камня сухими компонентами КЖРО до  $\sim 24 \div 35$  мас.% и обеспечивает коэффициент изменения объема РАО  $k \sim 1,5 \div 0,6$ .

Инкорпорация КЖРО, содержащих значительное (по ХПК > 100 гО<sub>2</sub>/л) количество органических соединений), в виде сорбционно-кристаллизационного концентрата в геоцементный камень более целесообразна при термической обработке СКК ( $\sim 300^\circ\text{C}$ ) и дополнительной очистке образующейся газовой фазы, например, пропусканием ее через слой трепела. Такая подготовка СКК позволит получить механически прочные геоцементные компаунды и добиться коэффициентов изменения объема РАО, близких к 1.

### **Литература**

1. Нардова А.К., Филиппов Е.А. Технология для отверждения радиоактивных отходов методом высокотемпературной адсорбции металлов неорганическими пористыми матрицами/Доклад на Российско-французском семинаре по обращению с радиоактивными отходами (Обнинск, 28 февраля-1 марта 1996 г.).
2. Нардова А.К., Корченкин К.К., Машкин А.Н. Способ отверждения растворов трансурановых элементов/Патент. RU, № 2095867, 1997. – Бюл. № 31, 10.11.97.
3. Корченкин К.К. Иммунизация долгоживущих радионуклидов на силикагеле методом сверхстехиометрической сорбции/Автореферат диссертации на соиск. уч. степ. канд. техн. наук. – Озерск, 2000.
4. Коростылев Д.П. Водный режим и обработка радиоактивных вод атомных электростанций. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
5. Фомин Г.С., Ческис А.Б. Вода: контроль химической, бактериальной и радиационной безопасности по международным стандартам: Справочник/Под ред. А.С. Полежаева. – М.: Геликон, 1992. – 242 с.
6. ГОСТ Р 51232-98 Вода питьевая. Общие требования к организации и методам контроля качества. – М.: ГОССТАНДАРТ России, 1998.
7. Коновалов Э.Е., Богданович Н.Г., Тютюнников Д.Л. и др. Способ кондиционирования жидких радиоактивных отходов с высоким солесодержанием/Патент. RU, № 2225049, 2004.

Поступила в редакцию 18.04.2007

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТРЕНИЯ И ИЗНАШИВАНИЯ ПОДШИПНИКОВ СКОЛЬЖЕНИЯ В СРЕДЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ СВИНЦОВОГО И СВИНЕЦ- ВИСМУТОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ

**А.В. Безносков, А.В. Назаров, А.А. Молодцов, Т.А. Бокова,**

**О.О. Новожилова, С.Ю. Савинов, В.Л. Химич**

*Нижегородский государственный технический университет, г. Нижний Новгород*



Представлены результаты экспериментальных и расчетно-теоретических исследований характеристик подшипников скольжения в среде свинцового, свинец-висмутОВОГО и свинец-литиевого теплоносителей.

## **ВВЕДЕНИЕ**

Свинец и расплавы на его основе рассматриваются как возможные теплоносители установок с реакторами деления тяжелых ядер, blankets и дивертора термоядерных реакторов, ускорительно-управляемых систем с жидкометаллическими мишенями. Как правило, в состав энергетических контуров с этими теплоносителями входят циркуляционные насосы. В перспективных установках (БРЕСТ и других) предусматривается применение погружных осевых насосов. Конструкции погружных насосов требуют установки нижнего подшипника, работающего в среде жидкометаллического теплоносителя при температуре 400–550°C. В качестве этого подшипника возможна только конструкция подшипника скольжения, работающего в среде тяжелого жидкометаллического теплоносителя. Рабочий диапазон температур теплоносителей исключает применение известных смазочных материалов.

Особенностями работы рассматриваемых подшипниковых узлов являются интенсивный теплоотвод теплоносителем от поверхности трения тепла, выделяющегося при трении; несмачиваемость свинцом, эвтектиками свинец-висмут, свинец-литий оксидных пленок по поверхности конструкционных материалов, наличие которых является необходимым условием стойкости сталей в среде указанных теплоносителей при рабочих температурах. При данных условиях краевой угол смачивания этих оксидированных сталей составляет величину  $\Theta = 110\text{--}120^\circ$ .

В Нижегородском государственном техническом университете (НГТУ) на кафедре «Атомные, тепловые станции» проводятся экспериментальные и расчетно-теоретические исследования характеристик подшипников скольжения в среде свин-

---

© А.В. Безносков, А.В. Назаров, А.А. Молодцов, Т.А. Бокова, О.О. Новожилова, С.Ю. Савинов, В.Л. Химич, 2007

цового, свинец-висмутового и свинец-литиевого теплоносителей и разработка рекомендаций по оптимальным конструкциям и материалам таких узлов. Результаты работ применимы в атомной энергетике с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями, в металлургии свинца и других цветных металлов.

### **ГИДРОСТАТИЧЕСКИЕ ПОДШИПНИКИ В СВИНЦОВОМ И СВИНЕЦ-ВИСМУТОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ**

Первые насосы для перекачки свинец-висмутового теплоносителя с гидростатическими подшипниками успешно работали на отечественной атомной подводной лодке проекта 645 и стенда 27/ВТ. Также положительный опыт работы этих подшипников был накоплен при эксплуатации насосов серийных реакторных установок с эвтектикой свинец-висмут атомных подводных лодок проектов 705 и 705 К.

Рассматриваемые гидростатические подшипники содержат втулку вала и втулку подшипника, разделенные слоем жидкометаллического теплоносителя. Со стороны вала на внутренней поверхности втулки подшипников выполняются от 4 до 8 пазов с образующими, соосными оси вала. Паза несквозные, их длина менее длины втулки подшипника. Полость каждого из пазов соединена через канал с дросселем с напорным коллектором гидростатического подшипника. Последний, в свою очередь, сообщен с напорной камерой данного насоса, либо с напорной камерой другого вспомогательного насоса.

Сущность работы гидростатического подшипника заключается в следующем.

Если вал расположен соосно с подшипником (втулкой и пазами), система симметрична и жидкость поступает с одинаковым расходом через дроссели во все паза. Из пазов жидкий металл распределяется в зазоре между валом и втулкой, откуда вытекает через два кольцевых зазора.

Если вал под действием нагрузки перемещается от одного из пазов к противоположному, в районе последнего величина зазора между валом и втулкой уменьшается. Давление в противоположном зазоре уменьшается и возникает разность сил, действующая на вал в сторону, противоположную смещению. В зазоре между валом и втулкой сохраняется режим так называемой жидкостной смазки с незначительной величиной изнашивания.

Авторами экспериментально исследовались особенности характеристик и эксплуатации гидростатических подшипников в среде тяжелых жидкометаллических теплоносителей. При эксплуатации в поток теплоносителя могут поступать частицы – оксиды теплоносителя, продукты разрушения сталей, случайные загрязнения контура при его монтаже и др. Твердые частицы примесей, поступая в зазор между втулками вала и подшипника, приводят к изнашиванию рабочих поверхностей подшипника. Для исследовательских стендов и стендов для испытаний (сдаточных и других) оборудования характерно периодическое дренирование и заполнение контура жидкометаллическим теплоносителем и разуплотнение контура. В процессе эксплуатации может происходить накопление образований частиц примесей, пропитанных теплоносителем, – шлаков. При дренировании жидкого металла из контура в дренажную емкость, шлаки всегда находящиеся на поверхности теплоносителя, в том числе и в баке насоса, при опускании свободного уровня металла, задерживаются в щелях и узких каналах подшипника даже при полном дренировании жидкого металла. После расхолаживания стенда и при его разгерметизации может происходить перекристаллизация шлаков. При последующем заполнении контура жидким металлом, шлаки могут оставаться в дросселях, каналах и полостях пазов, изменяя условия работы подшипникового узла.

На рис. 1 и 2 представлены фотографии элементов циркуляционного насоса



Рис. 1. Погружная часть насоса станда ФТ-1 (дросселирующие отверстия гидростатического подшипника)



Рис. 2. Погружная часть насоса станда ФТ-1 (рабочая поверхность гидростатического подшипника и напорные камеры)

базового станда ФТ в НГТУ. Насос находился в составе станда более 30 лет со временем работы по прямому назначению около 1 мес. в год. Подача насосом эвтектического сплава свинец-висмут (в зависимости от условий экспериментов) – до  $10^5$  кг/ч, температура 250–450°C, кратковременно – 500°C, число оборотов вала около 1000 об/мин. За первые 15 лет эксплуатации при разборке насоса фиксировалось полное забивание всех полостей вертикальных пазов и каналов к ним шлаками желтого цвета, вероятно, оксидами свинца. В последние 15 лет эксплуатации в свинец-висмутовом контуре станда осуществлялся контроль содержания кислорода в сплаве, и проводились регулярные технологические обработки двухкомпонентными потоками: эвтектика – восстановительная газовая смесь. Проведенная через 30 лет от момента установки в контур ревизия насоса показала отсутствие коррозионных или каких либо других повреждений его элементов. Отсутствуют отложения шлаков в дросселирующих отверстиях (рис. 1) и в пазах (ка-



мерах) (рис. 2) гидростатического подшипника. При предшествующих ревизиях насоса фиксировалось забивание шлаками дросселей и пазов (камер) этого гидростатического подшипника.

### **ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ПОДШИПНИКОВ СКОЛЬЖЕНИЯ СУХОГО ТРЕНИЯ В СВИНЦОВОМ И СВИНЕЦ-ВИСМУТОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ**

В различных областях техники широко применяются гидродинамические подшипники, в которых жидкостное трение между втулками вала и подшипника достигается созданием гидродинамического клина (прослойки) между их поверхностями. Гидродинамические силы в масляном клине уравнивают внешнюю нагрузку, действующую на вал.

Теория и практика работы гидродинамического подшипника подразумевает два необходимых условия: полное смачивание поверхностей вала и втулки смазочной жидкостью; высокую вязкость смазочной жидкости.

В рабочих условиях контуров со свинцовым, свинец-висмутовым и свинец-литиевым теплоносителями оба эти условия отсутствуют. Необходимым условием работы сталей в контакте с этими теплоносителями при температуре более 400–450°C является формирование и поддержание защитных оксидных покрытий (пленок) на их поверхностях, обеспечивающих несмачиваемость сталей жидкими металлами. Единственной средой, которая может быть использована в качестве смазочного материала в рассматриваемых условиях, является жидкометаллический теплоноситель. Вязкость этих теплоносителей в условиях энергетических контуров невелика и близка или менее вязкости для воды при нормальных условиях. По этой причине расчет по традиционным методикам (для условий работы со смазкой маслами) дает очень малые значения относительных и абсолютных величин зазоров между втулками вала и подшипника, что делает невозможной техническую реализацию таких подшипниковых узлов. Можно утверждать, что теории, обосновывающие работу гидродинамических подшипников, основанные на предположении смачивания смазкой с высокой вязкостью контактных поверхностей гидродинамического подшипника, неприменимы для условий работы в высокотемпературных жидкометаллических теплоносителях.

В среде свинцового и свинец-висмутового теплоносителей подобные подшипники скольжения работают в режиме сухого трения с интенсивным отводом тепла от трущихся поверхностей. Для подшипников экспериментальных и промышленных стэндов с рассматриваемыми теплоносителями необязателен длительный ресурс работы. При обязательных остановках стэндов, согласно программам их работы, возможна достаточно простая, быстрая замена подшипниковых пар, в отличие от радиоактивной обстановки реакторного контура.

### **Испытания подшипника скольжения насоса НЦС-04 в свинцовом теплоносителе**

Экспериментально исследовалась работоспособность подшипника скольжения сухого трения центробежного насоса НЦС-04 разработки и поставки НГТУ. Основные характеристики этого насоса: подача – 6–8 м<sup>3</sup>/ч; напор – 4–6 м.ст. жидкого металла; рабочая среда – свинец, эвтектики свинец-висмут, свинец-литий; температура перекачиваемой среды – 350–510°C; скорость вращения вала 800–1500 об/мин. На валу насоса монтируется втулка из перфорированного цилиндра, изготовленная из стали 40X13. Втулка выполнена в виде стакана с фланцем для крепления ее в корпусе из стали 20X13. На рис. 3 представлены фотогра-



Рис. 3. Фотографии наружной поверхности втулки вала и внутренней поверхности втулки подшипника после 950 ч работы в среде свинца при  $T = 480\text{--}510^\circ\text{C}$

фии контактных поверхностей подшипника скольжения насоса НЦС-04 после 950 ч работы в среде свинца при температуре  $480\text{--}510^\circ\text{C}$ . Втулки вала и подшипника имеют неравномерное изнашивание как в радиальном, так и в осевом направлениях. На контактных поверхностях фиксируются кольцевые борозды глубиной до 1,0 мм и шириной до 2,0 мм. Возможной причиной интенсивного изнашивания поверхностей подшипника является выдержка в сухом водороде и работа в начальный период при глубоко раскисленном теплоносителе (активность кислорода  $10^{-4} - 10^5$ ) без режима обкатки. В этот период осуществлялся ухудшенный режим сухого трения с частично или полностью разрушенными оксидными пленками. При последующей работе с «запасом» кислорода в свинце, на поверхностях трения в подшипнике сформировалась плотная сплошная оксидная пленка черного цвета. Величина диаметрального зазора между втулками вала и подшипника увеличилась с 0,7 до 1,5–2,0 мм, обеспечив увеличенную протечку теплоносителя через этот зазор. Интенсифицировался теплоотвод из зоны трения и подвод кислорода с потоком к поверхностям трения и доформирование оксидной пленки на трущихся поверхностях. Таким образом, насос вышел в стабильный режим, и замечаний к его работе не имелось. Операции по замене подшипникового узла были совмещены с остановкой и ревизией стенда и осуществлены без каких-либо задержек и затруднений.

### **Испытания подшипника насоса НЦС-01 в свинцовом и свинец-висмутовом теплоносителях**

Центробежный вертикальный погружной насос для перекачки тяжелых жидкометаллических теплоносителей на стендах был первым насосом мощностного ряда, разработанным и изготовленным в НГТУ (рис. 4).

Он имел ряд недостатков, которые были устранены в последующих конструкциях насосов, созданных в НГТУ. Основные характеристики насоса НЦС-01 при испытаниях: подача – 1,0–2,0 м<sup>3</sup>/ч; напор – 2 м.ст. жидкого металла; рабочая среда – свинец, эвтектики свинец-литий, свинец-висмут; температура перекачиваемого ТЖМТ  $450\text{--}500^\circ\text{C}$ ; скорость вращения вала – 600–1800 об/мин. До начала испытаний насос в составе контура со свинцовым теплоносителем был запассивирован, термодинамическая активность кислорода в свинце при испытаниях составляла:  $10^{-1} \sim 34\%$ ;  $10^{-1}\text{--}10^{-4} - 33\%$  и  $10^{-4}\text{--}10^{-5} - 33\%$  времени работы.

Втулка вала – цилиндрическая из стали 12Х18Н10Т, наружный диаметр – 25 мм, высота – 32 мм, исходный диаметральный зазор между втулкой вала и втулкой подшипника – 0,6 мм. Втулка подшипника – цилиндрическая, внутренний диаметр втулки – 25,6 мм, высота – 34 мм.



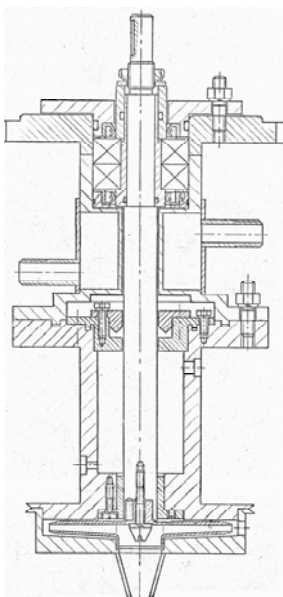


Рис. 4. Конструктивная схема насоса НЦС-01 и вид бака насоса после испытаний

После 1710 ч работы в свинце и 100 ч в эвтектике свинец-литий втулка вала имеет примерно равномерный износ в радиальных сечениях (рис. 5). В сечениях, ближних к насосу, минимальное значение диаметра – 24,3 мм, в наиболее удаленных от колеса сечениях – 24,4 мм. На поверхности втулки вала обнаружен единственный дефект в виде незамкнутой борозды глубиной 0,4–0,2 мм и шириной около 1,0 мм, а также кольцевые борозды глубиной и шириной около 1,0 мм. Характер рельефа подобен поверхности после грубой механической обработки. Поверхности втулок окисленные, черного цвета. Следов частиц оксидов теплоносителя и конструкционных материалов в зазоре подшипника не обнаружено. Состояние поверхности втулки подшипника аналогично состоянию поверхности втулки вала. В радиальных сечениях, близких к колесу, диаметр втулки подшипника увеличился на 1,2 мм, в наиболее удаленных – на 0,7 мм. Средняя величина зазора после 1810 ч испытаний увеличилась с 0,6 мм до 1,3–1,9 мм.



Рис. 5. Фотографии поверхностей втулки вала и втулки подшипника насоса НЦС-01 после испытаний

Сравнение результатов испытаний подшипников сухого трения насосов НЦС-01 и НЦС-04 показывает, что износ подшипника НЦС-1 меньше, чем насоса НЦС-04. Это объясняется значительно большей величиной статических и динамических нагрузок в насосе НЦС-04 (в несколько раз большими подачей и напором) при

примерно одинаковых размерах подшипниковых узлов.

Каких-либо замечаний к работе обоих насосов и подшипников (кроме начального периода) не было. Насосы устойчиво работали по прямому назначению, перекачивая свинец и эвтектику свинец-литий при температурах до 500–510°C.

Результаты испытаний подтверждают возможность применения подшипников сухого трения в насосах для перекачки свинца и его сплавов с температурой до 500–510°C в экспериментальных и полупромышленных стендах со временем работы от замены подшипниковых узлов не менее 2 000 ч. Величина исходного зазора в подшипнике должна обеспечивать расход жидкого металла через зазор, необходимый для формирования и доформирования оксидных покрытий на поверхностях трущихся пар. Рекомендуется величина диаметрального зазора 0,8–2,0 мм (в зависимости от диаметра вала). Подшипниковый узел сухого трения подлежит обязательной обкатке в начальный период эксплуатации насоса с обязательным формированием оксидных покрытий на поверхностях деталей насосов.

### **ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК ГИДРОСТАТОДИНАМИЧЕСКОГО (ЛАБИРИНТНО-ВИНТОВОГО) ПОДШИПНИКА В ТЖМТ**

Жидкостное трение в подшипниках скольжения в среде высокотемпературных ТЖМТ может быть достигнуто не только в традиционных гидростатических подшипниках, но и при трении в жидком металле в турбулентном режиме, так называемого турбулентного трения [1]. Оно характеризуется приблизительно квадратичной зависимостью напряжений от скорости и может «заменить» вязкое трение в случае применения маловязких жидкостей в подшипниковых узлах.

Принцип работы гидростатодинамического подшипника заключается в следующем: для интенсификации турбулентного трения жидкости (или газа) в зазоре между скользящими относительно друг друга поверхностями на них выполняются последовательно чередующиеся выступы и впадины (рис. 6). Эти выступы направлены по линиям, составляющим острые углы  $\alpha_1$  и  $\alpha_2$  различного знака с направлением, перпендикулярным к скорости скольжения  $v$ . Взаимодействие этих выступов с движущейся жидкостью (или газом) для формирования режима турбулентного трения не имеет принципиального значения, на каких поверхностях, в каком количестве и какой формы они выполнены. Для подшипника скольжения практический интерес представляет конструкция, в которой выступы выполнены на ци-

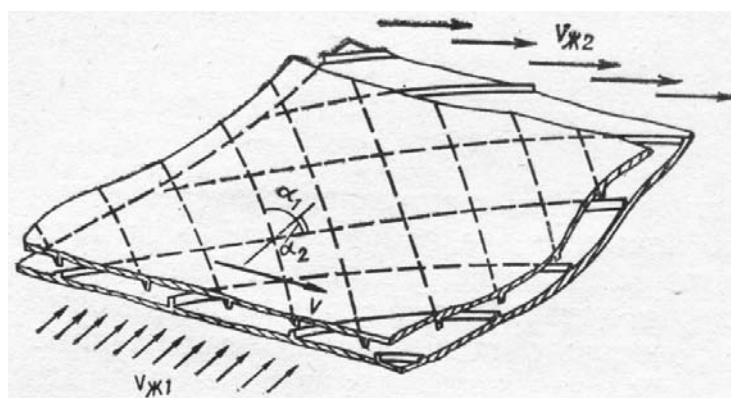


Рис. 6. Поверхности с выступами, в зазоре которых при относительном скольжении турбулентное трение используется для перемещения жидкости

линдрических поверхностях, одна из которых вращается. Выступы выполняются в виде многозаходных, противоположно направленных нарезок специального профиля.

Принцип работы гидростатодинамического подшипника внешне подобен принципу работы гидростатического. При смещении оси вала относительно оси втулки подшипника уменьшается зазор между втулкой вала с нарезками и втулкой подшипника с противоположно направленными нарезками. Одновременно, увеличивается зазор с противоположной стороны. Увеличение зазора вызывает уменьшение гидравлического сопротивления в этой зоне и более интенсивное вытекание жидкости (увеличение расхода). За счет этого уменьшается давление на вал со стороны жидкости в зазоре. Со стороны уменьшившегося зазора будут происходить процессы, приводящие к увеличению давления жидкости в этом зазоре. Результатом этих процессов будет возникновение силы, возвращающей вал в исходное положение, при котором оси вала и подшипника совпадают.

### Испытания гидростатодинамического подшипника

Для проведения испытаний гидростатодинамический подшипник устанавливался в насос НЦС-04, описанный выше. Продолжительность испытаний – 720 ч. Рабочая среда – свинец с температурами 510°C – 8%; 500°C – 60%; 480°C – 32% времени испытаний. Скорость вращения вала 1000, 1200 об/мин. Термодинамическая активность кислорода в свинце (характеристика наличия и качества оксидных пленок) – на линии насыщения – 40%;  $10^{-1}$ – $10^{-4}$  – 35% и  $10^{-4}$  – 25% времени испытаний. Гидростатодинамический подшипник режима обкатки не проходил. В начальный период работы насос характеризовался большей величиной расхода и напора, чем впоследствии, вероятно, за счет работы гидростатодинамического подшипника в режиме насоса, работавшего на напорную камеру, общую с колесом насоса. Через несколько суток расход уменьшился примерно на 15% и на этом уровне стабилизировался. Каких-либо замечаний к работе насоса не отмечено.

После испытаний износ вершин выступов вала и втулки неравномерный в радиальном и в осевом направлениях (рис. 7). Втулка вала в ближних к колесу сечениях имеет максимальную некруглость 0,4 мм; диаметр уменьшился с  $\varnothing 32 \times 7$  до  $\varnothing 31,2$  мм, в наиболее удаленных сечениях – 0,3 мм и износ с  $\varnothing 32 \times 7$  до  $\varnothing 31,4$  мм. Втулка подшипника в ближайших к колесу сечениях имеет максимальную некруглость 0,4 мм, диаметр увеличился с  $\varnothing 32_{+0,55}^{+0,6}$  мм до  $\varnothing 33,6$  мм, в наиболее удаленных сечениях 0,3 и  $\varnothing 33,5$  мм соответственно. Поверхности вершин втулок вала и подшипника полностью покрыты незамкнутыми кольцевыми бороздами глубиной и шириной до 0,2 мм, угол охвата поверхностей бороздами от 180 до 270°, макси-

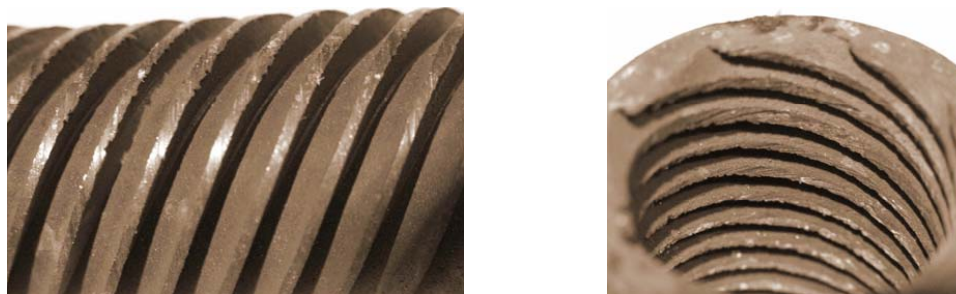


Рис. 7. Фотографии втулки вала и втулки подшипника гидростатодинамического подшипника насоса НЦС-04 после испытаний

мальные значения соответствуют ближним к колесу насоса сечениям. Поверхности покрыты оксидной пленкой, черные, не смоченные теплоносителем.

Результаты проведенных исследований позволяют сделать вывод о том, что возможно создание гидростатодинамических подшипников скольжения, работающих в составе насосов в свинцовом и свинец-висмутовом теплоносителях с температурой до 510°C с ресурсом работы, удовлетворяющим требованиям экспериментальных и полупромышленных стендов.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

1. Гидростатические подшипники скольжения обеспечивают возможность работы в жидкостном ресурсе трения в свинцовом и свинец-висмутовом теплоносителях. Имеют малую величину изнашивания и длительный ресурс работы в жидкостном режиме трения в свинцовом и свинец-висмутовом теплоносителях без ограничений по температурам и нагрузкам. Недостатком таких подшипников является возможность забивания каналов шлаками – частицами примесей. Гидростатические подшипники требуют наличия рабочей жидкости с повышенным давлением, что может быть обеспечено в центробежных насосах и не обеспечивается в осевых.

2. Создание гидродинамических подшипников, работающих в среде свинцового и свинец-висмутового теплоносителей при рабочих условиях энергетических контуров, невозможно.

3. Подшипники скольжения сухого трения обеспечивают возможность работы в ТЖМТ при температуре до 510°C при наличии сухой смазки в виде оксидированного слоя на поверхности стали, протока теплоносителя через щелевой зазор между поверхностями трения. Ресурс работы таких подшипников определяется изнашиванием поверхностей сопрягаемых деталей и удовлетворяет условиям работы экспериментальных стендов и полупромышленных установок.

4. Подтверждена работоспособность гидростатодинамического подшипника в ТЖМТ в качестве подшипника скольжения центробежного насоса при температуре 510°C. Они имеют незначительную степень изнашивания вершин многоходовой нарезки втулок вала и подшипника, обеспечивают режим жидкостного трения сопряженных поверхностей, они не требуют подачи рабочей жидкости с повышенным давлением как гидростатические подшипники, но требуют больших затрат мощности.

### **Литература**

1. Исследование трения и изнашивания подшипников скольжения в среде высокотемпературных свинцового и свинец-висмутового теплоносителей. Контактное взаимодействие поверхностей в высокотемпературном свинцовом и свинец-висмутовом теплоносителях: Отчет по НИР (промежуточ.). №Гос. Рег. 01200013554. – Н. Новгород: НГТУ, 2007. – 108 с.

Поступила в редакцию 3.07.2007

## **АНАЛИЗ ПОВРЕЖДАЕМОСТИ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ, ОБОГРЕВАЕМЫХ ВОДОЙ ПОД ДАВЛЕНИЕМ, С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ КОНТРОЛИРУЕМОГО ПРОДЛЕНИЯ РЕСУРСА ДО ЗАМЕНЫ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ**

**О.Л. Ташлыков\*, С.Е. Щеклеин\*, А.А. Кадников\*\***

*ГОУ ВПО «Уральский государственный технический университет – УПИ»,  
г. Екатеринбург*

*ПО «Атомэнергоремонт», г. Мытищи*



Обоснована актуальность продления срока эксплуатации АЭС и роль парогенераторов в решении этой проблемы. Проведен анализ повреждаемости парогенераторов АЭС с реакторами с водой под давлением, обозначены нерешенные проблемы. Показана определяющая роль повреждаемости теплообменных труб в обеспечении ресурса парогенераторов. Приведены положительные примеры управления ресурсом парогенераторов. Выявлена необходимость замены парогенераторов для продления срока эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000.

Производство рабочего пара для турбогенераторов АЭС осуществляется или в ядерных реакторах (одноконтурные схемы), или в специальных теплообменных установках – парогенераторах (двухконтурные и трехконтурные схемы). Парогенераторы (ПГ) являются важнейшим элементом АЭС с реакторами с водой под давлением (ВВЭР и PWR). Исторически в США и СССР (странах, заложивших основы развития атомной энергетики) сложились принципиально отличные схемные и конструкторские подходы к созданию парогенераторов. На АЭС с PWR используются ПГ вертикального, а на АЭС с ВВЭР – горизонтального типа.

Конструктивно ПГ представляют собой корпусные теплообменные аппараты с несколькими тысячами труб. Теплоноситель первого контура проходит внутри теплообменных труб и нагревает воду до образования пара. Соединения элементов и деталей ПГ должны обеспечивать плотность, исключающую возможность протечек из одного контура в другой.

Тонкостенные теплообменные трубы (ТОТ) ПГ являются важной частью границы первого контура и чтобы выполнять функции защитного барьера, они не должны иметь значительных или сквозных дефектов.

В 80–90-е годы резко изменились представления о надежности и долговечности парогенераторов АЭС. В первые годы развития ядерной энергетики среди специалистов бытовало мнение, что ПГ не будут существенно влиять на срок службы и экономические показатели АЭС. Оказалось, что ПГ являются наиболее поврежда-



емым оборудованием, поскольку их трубные системы подвержены неблагоприятным воздействиям – язвенной и межкристаллитной коррозии, коррозионному растрескиванию под напряжением, износу под действием вибрационных нагрузок, вызываемых потоком теплоносителя и т.п. Эти факторы оказывают решающее влияние на возникновение отказов и коэффициент использования установленной мощности АЭС. Уже к концу первого десятилетия их эксплуатации оказалось, что доля вышедших из строя теплообменных трубок ПГ чрезмерно велика, требуется сокращение интервалов между их инспекциями, увеличение времени контроля и ремонта. Значительное увеличение доли дефектных трубок приводит к необходимости замены теплообменной поверхности парогенераторов, т.е. не обеспечивается достижение экономически целесообразных сроков службы АЭС – примерно 30–40 лет [1].

За рубежом на АЭС с PWR к 2005 г. уже заменено порядка 200 ПГ из 475 действующих, на АЭС с ВВЭР-1000 из 104 ПГ – заменено 40. Замена ПГ на АЭС с PWR производится из-за повреждений теплообменных труб. На АЭС с ВВЭР-1000 в 1987–1992 гг. 34 ПГ было заменено из-за повреждения коллекторов в районе перфорации. После выяснения причин повреждений и выполнения комплекса мер, подобных случаев разрушения не встречалось. В последние годы основным элементом, определяющим фактическим сроком службы ПГ на АЭС с ВВЭР, являются теплообменные трубы. В 1999–2004 гг. шесть ПГВ-1000 были заменены по причине коррозионного повреждения металла теплообменных труб.

Первоначальный выбор материалов для теплообменных труб ПГ АЭС в СССР и США был одинаков. Однако применение нержавеющей стали SS304 на первой коммерческой АЭС в США (Shippingport) дало быстрый отрицательный результат (течь двух ПГ после 150 ч с момента пуска) в начале 1957 г. Неудачный опыт применения нержавеющей стали для ТОТ ПГ продолжили АЭС «Yankee Row» и «Indian Point-1», а также некоммерческие реакторы «Savannah River» и «Hanford Nautilus» [2]. Поэтому США отказались от использования нержавеющей стали типа 18-10, а в СССР этот опыт оказался положительным.

Неудачный выбор высоконикелевого сплава 600МА в качестве нового конструкционного материала для теплообменных труб подтверждают данные по заменам вертикальных ПГ на новые с трубной системой из других сплавов (600ТТ, 690ТТ, 800NG), более устойчивых к повреждаемости. Из 176 вертикальных парогенераторов с трубами из сплава 600МА на 57 блоках США заменены 121 ПГ (на 01.01.06). К 2009 г. в соответствии с опубликованными планами останется только 5 ПГ на 2 блоках.

Проблема обеспечения целостности теплообменных труб ПГ, возникшая на АЭС западного производства более 20 лет назад, не решена. Продолжаются глушения труб на ряде АЭС, планируются замены ПГ (рис.1). Например, в феврале 2005 г. после вихретокового контроля (ВТК) двух ПГ на АЭС «St. Lucie-2» (США) было заглушено 798 и 838 труб, в ППР-2006 – соответственно 436 и 627. Оба ПГ на этой АЭС имеют рекордное количество глушений – 1932 на ПГ А и 2336 – на ПГ В. Замена этих ПГ планируется в 2007 г.

Среди основных проблем, возникших при эксплуатации отечественных горизонтальных парогенераторов, можно выделить следующие [3]:

- конструкционная целостность коллекторов ПГВ-1000;
- конструкционная целостность фланцевых разъемов ПГВ-440;
- коррозионно-эрозионный износ раздающих коллекторов питательной воды;
- трещины в районе сварных швов №111 (ПГВ-1000);
- коррозионная деградация трубчатки.

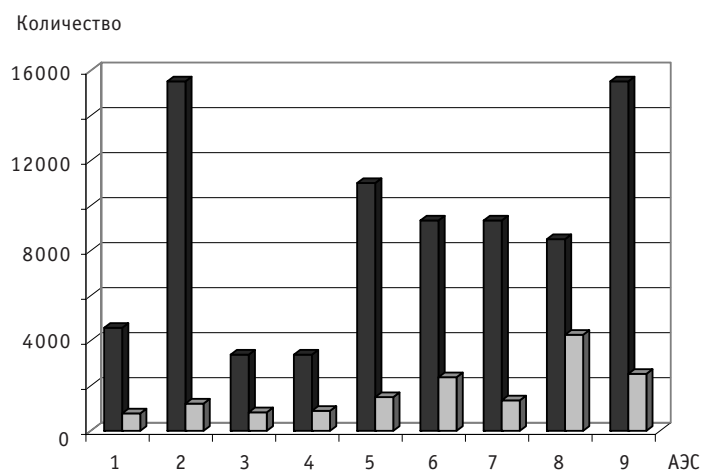


Рис. 1. Количество заглушенных теплообменных труб на парогенераторах действующих АЭС США, планируемых к замене в 2007–2010 гг.: 1 – «Comanche Peak-1» (1990/4); 2 – «Crystal River-3» (1977/2); 3 – «Diablo Canyon-1» (1985/4 – в числителе указан год пуска АЭС, в знаменателе – количество парогенераторов на блок); 4 – «Diablo Canyon-2» (1986/4); 5 – «Palo Verde-3» (1988/2); 6 – «San Onofre-2» (1983/2); 7 – «San Onofre-3» (1984/2); 8 – «St. Lucie-2» (1983/2); 9 – «Three Mile Island-1» (1973/3); ■ – количество ТОТ в ПГ; □ – количество заглушенных ТОТ

Ряд конструктивных и технологических мероприятий позволил решить первые три из обозначенных проблем. Наиболее актуальными на сегодняшний день являются вопросы конструкционной целостности сварных швов №111 (соединение коллектора теплоносителя с патрубком Ду1200) и коррозии трубчатки.

Растрескивание перфорированной части выходных коллекторов теплоносителя были впервые обнаружены в 1986 г. в одном из ПГ второго блока Южно-Украинской АЭС (пятом по порядку пуска блоков с ВВЭР-1000) при анализе причины превышения нормируемой ( $\leq 10^{-8}$  Ки/л) радиоактивности воды второго контура [4]. В перемычках между отверстиями труб в зоне так называемого клина перфорированной части коллектора обнаружили сквозные трещины, которые развивались из щелевой зоны между трубой и коллектором, со стороны второго контура, вплоть до сквозных, с повреждением сварных швов теплообменных труб.

Для решения проблемы растрескивания коллекторов на действующих ПГ выполнили «разневоливание» коллекторов первого контура для исключения их заземления при разогреве, низкотемпературный отжиг для снятия остаточных напряжений металла коллекторов, возникших в процессе изготовления и эксплуатации, а также частичного удаления диффузионно-подвижного водорода, довальцовку трубок методом гидрораздачи<sup>1</sup>, ремонт трещин (Балаковская АЭС, Южно-Украинская АЭС).

Внедрение этого комплекса мер оказало решающее влияние на работу ПГ в дальнейшем. После этого замен ПГ по причине повреждения коллекторов теплоносителя не было.

Были также внесены изменения в технологию производства ПГ, в частности, взрывная запрессовка труб замена на гидравлическую, в качестве материала коллектора использована сталь повышенной чистоты 10ГН2МФА-ЭШП, изменена геометрия перфорации коллектора (сглажена перфорация в зоне клина, неперфори-

<sup>1</sup> При изготовлении ПГ использовались две принципиально отличающиеся технологии заделки теплообменных труб в коллекторах: вначале была применена технология с применением энергии взрывчатых веществ, а после обнаружения повреждений «холодных» коллекторов в зоне перфорации – технология с использованием гидравлической раздачи.

рованные стяжки исключены), применена специальная технология сверления отверстий с последующим развертыванием.

В качестве схемных решений проблемы проведена реконструкция систем водопитания и продувки парогенераторов, увеличена производительность установки спецводоочистки СВО-5.

К эксплуатационным решениям проблемы растрескивания коллекторов относятся ужесточение требований к качеству теплоносителя второго контура, снижение коррозионного фактора путем коррекционной обработки котловой воды ПГ соединениями лития, изменение регламента продувки [5].

Проблема растрескивания металла в районе соединения коллектора с корпусом ПГ (сварной шов №111) впервые возникла в 1998 г. на 5 блоке НВАЭС. В дальнейшем были обнаружены однотипные повреждения еще на нескольких ПГ, что заставило рассматривать проблему как системную, имеющую общие причины. До настоящего времени наличие эксплуатационных трещин в зоне, примыкающей к сварному шву №111, зафиксировано на шести парогенераторах: 5ПГ-1 на 5 блоке НВАЭС – октябрь 1998 г., июль 2004 г.; 1ПГ-1 на 1 блоке ЮУАЭС – июнь 2001 г.; 1ПГ-2 на 1 блоке ЮУАЭС – июль 2001 г.; 5ПГ-3 на 5 блоке НВАЭС – октябрь 2001 г.; 1ПГ-1 на 1 блоке Балаковской АЭС – июнь 2006 г.; 1ПГ-3 на 1 блоке Калининской АЭС – август 2006 г. [6].

Все повреждения сварного шва №111 были обнаружены на энергоблоках «малой» серии на горячих коллекторах ПГ, изготовленных на ПО «Атоммаш» в 1987–1988 гг. с применением вальцовки взрывом и установленных взамен поврежденных<sup>2</sup> (замена проводилась вследствие повреждения зоны перфорации холодных коллекторов). Поврежденные элементы в зоне сварного шва № 111 были отремонтированы с применением сварки, и ПГ были допущены к эксплуатации.

Нейтрализация повреждающих факторов осуществляется путем постоянного контроля термомеханической нагруженности узла при эксплуатации и анализа фактического состояния, контроля величины и характера перемещений оборудования, сравнения с проектными значениями, контроля и обеспечения чистоты «карманов» коллекторов за счет эффективной продувки и промывки при необходимости, предотвращения отклонений от предписанного ВХР. Безопасная работа ПГ обеспечивается регулярным проведением ультразвукового контроля, позволяющим выявлять дефекты на ранних стадиях развития.

Для новых проектов ПГ разработаны решения, снижающие уровень напряжений в данной зоне и для удаления отложений в «карманах», направленные на исключения подобных явлений

**Коррозионная деградация трубчатки.** Обеспечение надежной работы теплообменных труб ПГ является важнейшей задачей для АЭС различного типа во всем мире. По причине повреждения теплообменных труб до выработки проектного ресурса заменены или выведены из эксплуатации практически все вертикальные ПГ первого поколения с трубами из сплава 600МА. На ПГ российского производства проблема стоит не так остро, однако повреждения теплообменного пучка имеют место в различной степени на всех блоках АЭС и являются в настоящее время основным фактором, определяющим остаточный ресурс ПГ.

Впервые массовое повреждение трубок парогенераторов ПГВ-1000М зафиксировано в 1996 г. на блоке № 2 Балаковской АЭС в районе второй-четвертой дис-

---

<sup>2</sup> Исключение составляют повреждение сварного шва №111-1 ПГ-1 блока № 1 Балаковской АЭС с серийным реактором ВВЭР-1000 (проект В-320), а также повреждение на «холодном» коллекторе ПГ-3 блока №1 Калининской АЭС (сварной шов №77), парогенераторы которого изготовлены на ЗиО и эксплуатируются без замен с 1984 г.



танционирующих решеток от «горячего» коллектора в сторону «холодного» торца, где при визуальном обследовании трубчатки ПГ было выявлено значительное локальное накопление шлама. До этого случая данная зона скопления шлама не входила в регламент визуального осмотра.

В 1997–1998 гг. на всех АЭС введен неразрушающий контроль теплообменных трубок с помощью вихретоковых установок и выявлены случаи массового повреждения трубок в зоне второй-четвертой дистанционирующих решеток от «горячего» коллектора на энергоблоках №1,2 Южно-Украинской и энергоблоке № 3 Ровенской АЭС [7].

Металлографические исследования образцов, вырезанных из ПГ Балаковской и Южно-Украинской АЭС, свидетельствуют о том, что основным механизмом, ответственным за повреждением труб, является процесс коррозионного растрескивания под напряжением. В данном случае растрескивание развивается при концентрировании преимущественно хлоридов, сульфатов и натрий-ионов в присутствии кислорода. Трещины чаще всего формируются в местах образования язв, ориентированы вдоль оси трубки и могут иметь как межкристаллитный, так и транскристаллитный и смешанный характер.

Результаты металлографических исследований также свидетельствуют о связи образования язв с осаждением в отложениях металлической меди. Толчком для перерождения локальных питтинго-язвенных дефектов в трещины могут являться химические факторы, температурные напряжения при разогреве-расхолаживании реакторной установки, гидравлические испытания.

Наличие отложений в значительной степени повышает концентрацию коррозионно-активных примесей, определяющих протекание коррозионных процессов на поверхности трубки. Недопустимо высокая величина загрязненности трубчатки уже на ранней стадии эксплуатации привела к развитию множественных коррозионных повреждений теплообменных труб ряда ПГ. Химический состав отложений зависит от материалов оборудования второго контура. Преимущественно отложения состоят из оксидов железа (более 70%). Содержание меди может достигать 30% в случае использования медьсодержащих сплавов.

Значительные отличия в работоспособности трубчатки ПГ отдельных энергоблоков, а в ряде случаев в пределах одной реакторной установки свидетельствуют о различных условиях их эксплуатации. В качестве примера на рис. 2 показано фактическое количество заглушенных труб парогенераторов третьего и четвертого энергоблоков НВАЭС на начало работы 27 топливной загрузки каждого блока и второго энергоблока ЮУАЭС по состоянию на 21.03.2001 г.

Динамика изменения количества заглушенных труб в зависимости от срока эксплуатации ПГ также различна, что обусловлено различными условиями работы теплообменных труб парогенераторов, а также другими факторами (рис. 3).

Для ряда ПГ продолжается процесс интенсивной деградации и требуется подтверждение остаточного ресурса теплообменных труб, например, ЗПГ-4 Балаковской АЭС и ЗПГ-4 Нововоронежской АЭС. В то же время имеются ПГ в хорошем состоянии после наработки около 150000 ч, например, парогенераторы 2ПГ-1, 2ПГ-2 Калининской АЭС. На ряде ПГ отмечается достижение стабильности и даже улучшение динамики коррозионного состояния. Как правило, это связано с качеством поддержания ВХР и своевременным проведением химических отмывок [5].

При глушении значительного количества труб и наличии значительного количества поврежденных возникают проблемы определения допустимого количества заглушенных труб, при котором сохраняется приемлемая паропроизводительность; глубины и размера повреждений, требующих глушения трубы; надежности

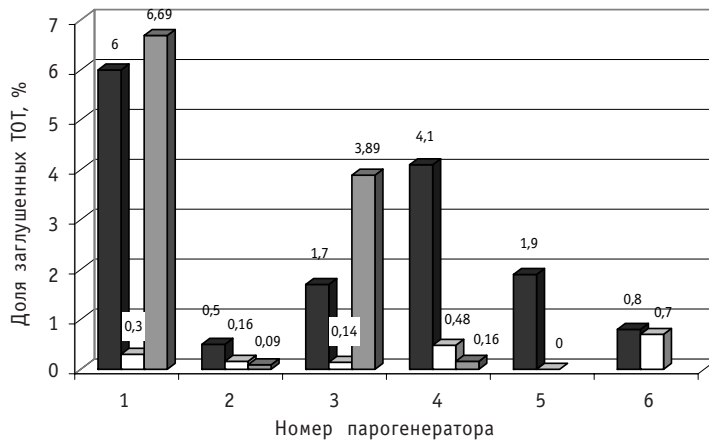


Рис. 2. Фактическое количество заглушенных труб парогенераторов блоков №№ 3, 4 Нововоронежской и №2 Южно-Украинской АЭС (энергоблоки Южно-Украинской АЭС с реакторами ВВЭР-1000, имеют по четыре парогенератора): ■ – 3 блок НВАЭС; □ – 4 блок НВАЭС; ▒ – 2 блок ЮУАЭС

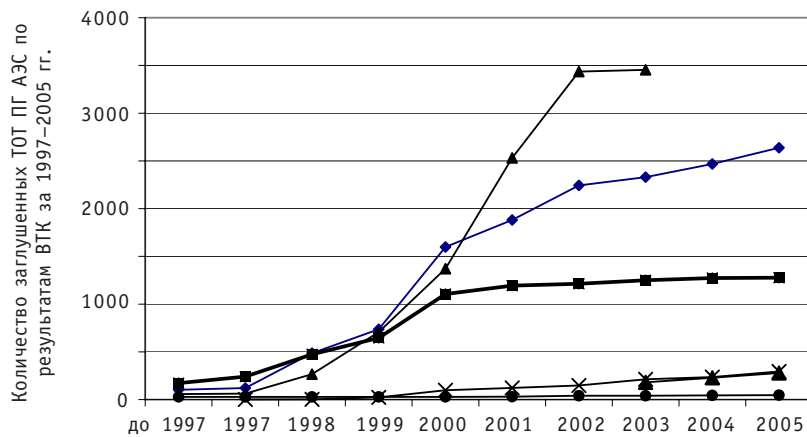


Рис. 3. Количество заглушенных теплообменных труб (ТОТ) ПГ АЭС с ВВЭР-1000 Украины по результатам ВТК за 1997–2005 гг.: ◆ – ЮУ АЭС-1; ▲ – ЮУ АЭС-2(после замены ПГ1, 3); ■ – РАЭС-3; ▲ – ЮУ АЭС-2; × – ЮУ АЭС-3; ● – ХАЭС-1

обеспечения безопасности работы АЭС с парогенераторами, имеющими трубы с повреждениями.

Эти вопросы имеют важное значение, т.к. сложно немедленно реализовать решение о замене ПГ с финансово-экономической и технической точек зрения. Требуется заказать новые ПГ и спецматериалы, отработать специальную технологию замены, спланировать удобное время замены ПГ.

В этих случаях желательно иметь возможность продолжать некоторое время работать со старыми ПГ без недопустимого риска в части надежности и безопасности. В качестве примера по управлению ресурсом ПГ рассмотрим меры, принятые на ПГ блока № 2 ЮУАЭС. Массовое повреждение труб в 2ПГ1, 2ПГ3 ЮУ АЭС, выявленное в ППР-2001 вихретоковым контролем (см. рис. 3), заставило для продления эксплуатации ПГ искать оригинальные решения. Основным стал индивидуальный подход к глушению каждой теплообменной трубы, учитывающий наряду с глубиной дефекта и его объемом.

В «проблемных» ПГ были заглушены все трубы с глубиной дефекта 85% и выше и выборочно от 70 до 84%. Однако и с таким подходом количество заглушенных

труб в 2ПГ-1 превысило разрешенный Регулирующим органом критерий (10,9% в 2ПГ-1 и 5,15% в 2ПГ-3).

В связи с большим количеством оставленных в работе труб (305 шт.), имевших индикации нехватки металла более 70%, для энергоблока был установлен особый режим эксплуатации с поэтапным подъемом мощности с анализом теплогидравлических параметров реакторной установки на уровнях мощности 52; 60; 67; 75; 90 – 95; 95 – 100%  $N_{ном}$  и усилением радиационного мониторинга оборудования 2-го контура.

Для предотвращения развития повреждений труб в сквозные дефекты в ППР-2001 выполнены мероприятия, коренным образом отличающиеся от ранее принимаемых: химическая отмывка ПГ проведена по усовершенствованной технологии (по опыту Калининской АЭС) с учетом локальной загрязненности конкретных ПГ, реконструирована продувка ПГ, продолжена опытно-промышленная эксплуатация ВХР второго контура с корректировкой морфолином.

Характерной особенностью ЮУ АЭС, в значительной степени сказывающейся на работе тепломеханического оборудования энергоблоков, является высокая минерализация воды Ташлыкского пруда-охладителя. Это приводит даже при незначительных присосах охлаждающей воды к существенному ухудшению условий эксплуатации ПГ.

Анализ результатов режимов эксплуатации ПГ блока №2 в кампанию 2001–2002 гг., выполненного ВТК и коррозионного обследования 2ПГ-1 в ППР-2002 позволили сделать вывод, что предпринятые меры по управлению ресурсом ПГ снизили скорость коррозионных процессов трубчатки и повысили надежность работы ПГ [8]. В 2003 г. парогенераторы 2ПГ-1 и 2ПГ3 ЮУ АЭС были заменены на новые.

Контроль плотности теплообменных труб ПГ ВВЭР производится в основном гидравлическим или пневмогидравлическим аквариумным способом и собственно гидравлическими испытаниями. Теплообменные трубы с обнаруженными в них сквозными дефектами подлежат глушению. В последнее время основным методом контроля стал вихретоковый. По результатам ВТК производится превентивное глушение дефектных труб, что позволяет избежать во время эксплуатации возможного раскрытия имеющегося дефекта до сквозного и, соответственно, внепланового останова реакторной установки. Показателен в этом отношении энергоблок № 2 Балаковской АЭС. В 1996 г. по заданию концерна «Росэнергоатом», в связи со значительными протечками по первому контуру, специалистами ПО «Атомэнергоремонт» был проведен ВТК теплообменных труб ПГ. В результате были заглушены сотни труб с выявленными дефектами и энергоблок № 2 штатно эксплуатировался вплоть до замены парогенераторов в 1999 г. [9].

В мире эксплуатируется 104 ПГВ-1000 и 162 ПГВ-440. Из 104 ПГВ-1000 шесть ПГ заменены из-за проблем с теплообменными трубами. На действующих ПГВ-1000 заглушено около 7500 труб. На шести замененных ПГ заглушено около 6000 труб.

Все ПГВ-440 эксплуатируются без замен. На действующих ПГВ-440 заглушено около 12000 труб.

Стратегия развития атомной энергетики предусматривает эксплуатацию действующих энергоблоков АЭС в сверхпроектный срок. Одним из основных этапов продления эксплуатации энергоблоков АЭС является оценка технического состояния ПГ и определение возможности их дальнейшей эксплуатации. В ряде случаев требуется замена парогенераторов.

Предельное состояние парогенератора наступает в случае невозможности ПГ выполнять свои функции (отвод тепла от теплоносителя первого контура и генерация сухого насыщенного пара) или нарушения пределов безопасной эксплуа-

тации (целостности защитного барьера и невозможности ее восстановления). Параметром предельного состояния по функциональному назначению является общее количество заглушенных теплообменных трубок одного ПГ, при котором он неработоспособен.

Значительный конструктивный запас числа теплообменных труб – существенное достоинство конструкции горизонтальных ПГ для энергоблоков АЭС ВВЭР. Это позволяет заглушать вышедшие из строя теплообменные трубы с сохранением требуемых тепловых характеристик.

Процент количества труб, допускаемых техническими условиями к глушению в процессе эксплуатации, как правило, невелик (до 2%). Более значительную долю составляет запас на отложения. При этом, если запас на отложения принимается, как доля снижения коэффициента теплопередачи, то запас по глушению труб в численном выражении не эквивалентен снижению коэффициента теплопередачи, т.к. при глушении труб увеличивается скорость теплоносителя в теплообменных трубках ПГ и растет теплоотдача со стороны первого контура. Поэтому запас по тепловой мощности не соответствует доле труб, допускаемых к глушению. Необходимо также учитывать существенное отличие заглушенных труб по длине.

При глушении труб в количестве вышедшего по проекту, необходимо проводить теплогидравлический анализ с учетом фактического или прогнозируемого глушения теплообменных труб ПГ и характеристик реакторной установки конкретного блока.

Одним из критериев оценки срока службы ПГ является количество труб, остающихся до достижения предельного числа заглушенных труб. Этот предел зависит от ряда факторов и условий. Управление ресурсом теплопередающей поверхности ПГ можно осуществлять путем снижения количества заглушаемых труб. Этого можно добиться путем замедления процессов коррозии теплообменных труб ПГ, совершенствования процедуры проведения ВТК и повышения достоверности, разработки оптимизированных критериев глушения.

Основным способом продления работоспособности трубного пучка является создание условий во втором контуре ПГ, приводящих к замедлению процессов коррозии. Эта проблема комплексная, и должна решаться путем снижения поступления вредных примесей во 2-й контур энергоблока, поддержанием соответствующего ВХР, совершенствованием системы продувки ПГ и др.

Анализ динамики глушения труб на наиболее проблемных парогенераторах, например, 1ПГ-1, 1ПГ-2 ЮУ АЭС (процент заглушенных трубок ПГ составляет 8–9%) показывает, что в последние годы количество заглушаемых труб уменьшается (рис. 4) и проблема замены ПГ отодвигается на более поздние сроки [10], но не исключается.

При определении параметра предельного состояния по функциональному назначению ПГ проводится анализ тренда глушения труб, определяется общее количество заглушенных трубок одного ПГ (или процент глушения) и выполняется экстраполяция полученных данных на срок эксплуатации в течение переназначенного ресурса.

Для принятия обоснованного решения о необходимости и сроках замены ПГ необходимо получить большой объем данных по ВТК в последующие плановые ремонты (не менее 40% от общего количества труб) и провести наблюдения за дальнейшими тенденциями коррозионного состояния труб в течение 2–3 лет, что позволит дать прогноз остаточного ресурса трубчатки.

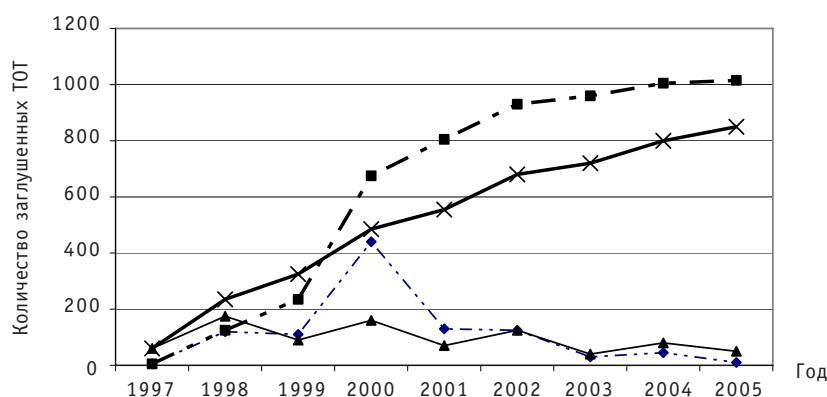


Рис. 4. Динамика изменения количества заглушенных ТООТ в 1ПГ-1 и 1ПГ-2 Южно-Украинской АЭС:  
 ◆ – 1ПГ-1 (в год); ■ – 1ПГ-1 (сумма); ▲ – 1ПГ-2 (в год); × – 1ПГ-2 (сумма)

## ВЫВОДЫ

1. Парогенератор АЭС является важнейшим элементом первого контура, обеспечивающим выработку пара и охлаждение активной зоны реактора.

2. Предельное состояние ПГ наступает в случае невозможности выполнять им свои функции (отвод тепла от теплоносителя первого контура и генерация сухого насыщенного пара), нарушения пределов безопасной эксплуатации (нарушения целостности защитного барьера и невозможности ее восстановления).

3. На сегодняшний день наиболее актуальными являются вопросы коррозии трубчатки, определяющей фактический срок службы ПГ АЭС с ВВЭР, и конструкционной целостности зоны сварного шва приварки коллектора теплоносителя к патрубку Ду1200 парогенератора.

4. Значительное отличие в количестве заглушенных труб ПГ различных энергоблоков, а также парогенераторов в пределах одной реакторной установки свидетельствует о различных условиях эксплуатации этих ПГ. Для ряда ПГ продолжается процесс интенсивной деградации и требуется подтверждение остаточного ресурса теплообменных труб.

5. Анализ количества ежегодно заглушаемых теплообменных труб ПГ на наиболее проблемных парогенераторах показывает, что благодаря принимаемым мерам в последние годы количество заглушаемых трубок уменьшается и проблема замены ПГ отодвигается на более поздние сроки, но не исключается.

6. Для продления срока эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 сверх проектного, а в ряде случаев для обеспечения проектного срока службы, требуется замена парогенераторов.

## Литература

1. Опыт эксплуатации парогенераторов на АЭС//Атомная техника за рубежом. – 1992. – № 2. – С.10-12.
2. Бергункер В.Д. Целостность теплообменных труб вертикальных и горизонтальных парогенераторов (сравнительный анализ)/VII Международный семинар по горизонтальным парогенераторам (3-5 октября 2006). Подольск: ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2006.
3. Трунов Н.Б., Драгунов Ю.Г., Банюк Г.Ф. Основные вопросы эксплуатации и проектирования ПГ АЭС с ВВЭР/VI Международный семинар по горизонтальным парогенераторам. – Подольск, 2004.
4. Ташлыков О.Л. Ремонт оборудования атомных станций: Учеб. пособие для вузов/Под ред. С.Е. Щеклеина. – Екатеринбург: Изд-во УМЦ УПИ, 2003. – 320 с.
5. Трунов Н.Б., Лукасевич Б.И., Сотсков В.В., Харченко С.А. Прошлое и будущее горизонтальных парогенераторов/VII Международный семинар по горизонтальным парогенераторам (3-5 октября 2006). – Подольск: ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2006.

6. Нарушения в работе АЭС, обусловленные эрозионно-коррозионными повреждениями металла оборудования и трубопроводов в 2006 г.: Информационное сообщение № 753-ЦАЭ/06. – М.: ОАО «ВНИИАЭС», 2006.

7. *Власено Н.И., Козлов В.Я.* Эффективность внедренных мероприятий по повышению надежности парогенераторов ПГВ-1000 АЭС Украины/VII Международный семинар по горизонтальным парогенераторам (3-5 октября 2006). – Подольск. ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2006.

8. *Феофентов Н.А.* Опыт эксплуатации парогенераторов ЮУ АЭС: Семинар ВАО АЭС-МЦ и МАГАТЭ «Оптимизация режимов работы ПГ энергоблоков атомных станций» (Украина, 11-14 июня 2002 г.).

9. *Кадников А.А., Никоноров А.В.* Опыт проведения вихретокового контроля теплообменных трубок парогенератора/VII Международный семинар по горизонтальным парогенераторам (3-5 октября 2006)/Сборник тезисов докладов. – Подольск: ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2006. – С.40-41.

10. *Фольтов И.М., Архипенко А.В., Булгаков В.В.* Опыт реализации программы повышения надежности ПГ на АЭС Украины / 7-й Международный семинар по горизонтальным парогенераторам (3-5 октября 2006). – Подольск: ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2006.

Поступила в редакцию 18.04.2007

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛООБМЕНА В ПУСКОВОМ РЕЖИМЕ ЭНЕРГОУСТАНОВКИ

**Ю.Г. Володин**

*Казанский государственный энергетический университет, г. Казань*



При экспериментальном исследовании теплообмена установлено, что в результате резкого изменения температуры теплоносителя происходит ламинаризация ТПС, причиной которой является температурный напор.

### ВВЕДЕНИЕ

Функционирование энергетических и тепловых установок сопровождается, как правило, воздействием эффектов нестационарности, неизотермичности и продольного градиента давления на кинематическую и тепловую структуры потока. Появление таких возмущающих течение факторов связано с выполнением регламентных мероприятий, выбором оптимальных маневренных характеристик, специфической функционирования технологических аппаратов.

Явление ламинаризации турбулентного пограничного слоя (ТПС) впервые было обнаружено при исследовании обтекания сферы, а несколько позже – при течении в сужающихся каналах [1]. Исследования турбулентной структуры потока в условиях ламинаризации, например, в [2], показали, что она приводит к уменьшению интенсивности процессов турбулентного переноса, чем объясняется, в частности, снижение коэффициентов теплоотдачи. Однако это явление проявляет себя не только в сужающихся каналах. Авторы [3] зарегистрировали его, изучая теплообмен в вертикальной цилиндрической трубе при высоких степенях нагрева обтекаемой поверхности.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД

Экспериментальные исследования проведены на аэродинамическом стенде разомкнутого типа с электродуговым подогревом рабочего тела. Принципиальная схема приведена на рис. 1. Плазмотрон 1 выполнен по однокамерной схеме с вихревой стабилизирующей круткой дуги и состоит из анода и катода, установленных в обойму из органического стекла. Сжатый воздух подается в рабочую камеру плазмотрона через тангенциальное отверстие в обойме. К выходному фланцу плазмотрона пристыкована форкамера 2 с выравнивающими решетками 3 [4], которые совместно с профилированным по кривой Витошинского соплом обеспечивают равномерное распределение скоростей и температур на входе в опытный канал. Коэффициенты искажения  $w_{1cp} / w_{1max}$  и  $T_{1cp} / T_{1max}$  составили не менее 0,97. Опытный канал 4 представляет собой цилиндрическую трубу диаметром



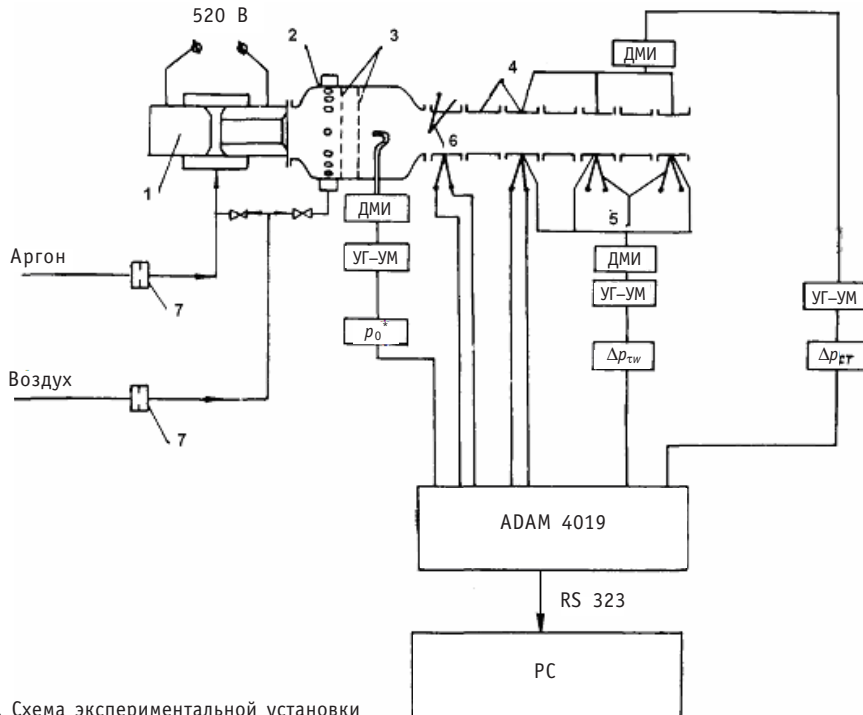


Рис. 1. Схема экспериментальной установки

$D = 0,045$  м, выполненную из стали X18H9T и составленную из отдельных секций длиной  $D$ , с толщиной стенок  $80 \cdot 10^{-6}$  м. Индуктивными датчиками давления ДМИ и термопарами хромель-копелевыми 5 и хромель-алюмелевыми 6 диаметром  $40 \cdot 10^{-6}$  м измерялись полное давление  $p_0^*$  и динамический напор, температура на входе в опытный канал  $T_0$ , распределения по длине канала температуры стенок  $T_w$ . Информация от первичных преобразователей температуры и давления через 8-канальные модули аналогового ввода ADAM 4019 и RS-232/485 поступала в компьютер.

Заданные температурные режимы обеспечивались перераспределением подачи холодного воздуха в форкамеру. Для уменьшения эрозии катода в зону дуги плазмотрона подавался аргон, доля которого составляла 1,5–2,0 % от расхода воздуха. Расходы аргона и воздуха регистрировались расходомерами 7. Метрологические исследования [5–7] характеристик измерительных систем показали, что системы не имеют искажений амплитуды и фазы во всем диапазоне измерений. Диапазон изменения числа Рейнольдса  $Re_1$ , построенного по среднерасходной скорости, составил  $Re_1 = 30000–60000$ , температуры рабочего тела  $T = 293–1500$  К с градиентом температуры до 12000 К/с. Среднеквадратичные погрешности измерения температуры и коэффициента теплоотдачи в опытах не превысили 2,5 и 12% соответственно.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Степень влияния нестационарности, неизотермичности и продольного градиента давления обусловлена изменением начальных условий. Резкое увеличение температуры газового потока, сопровождаемое соответствующим уменьшением плотности и увеличением вязкости исследуемой среды, при постоянстве массового расхода приводит к увеличению скорости потока. Изменение скорости в потенциальной части потока достигает  $\frac{\partial w_0}{\partial t} = 700$  м/с<sup>2</sup> с градиентом изменения



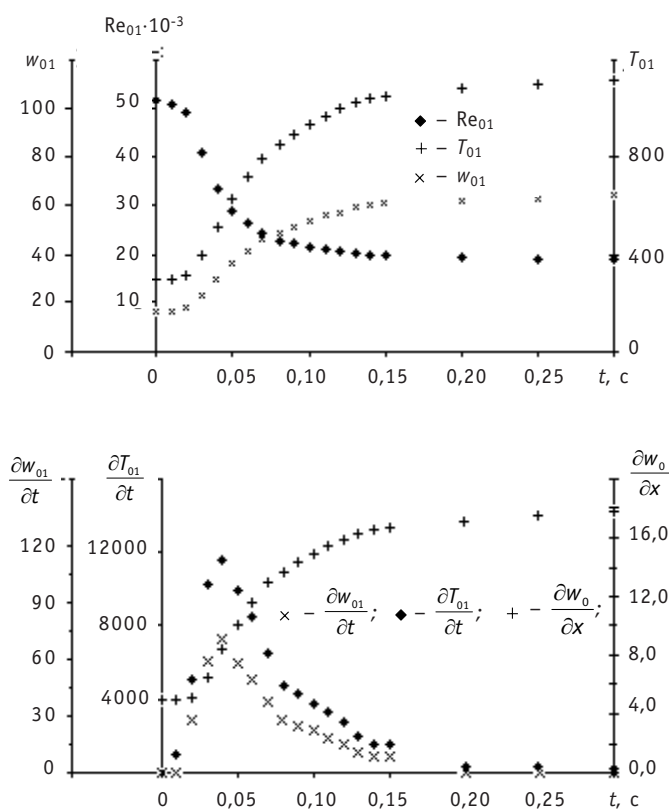


Рис. 2. Эволюция во времени начальных условий

температуры на входе  $\frac{\partial T_0}{\partial t}$  до 12000 К/с при  $t = 0,04$  с. Температурный фактор

$\phi_h = T_w/T_0$  уменьшается от 1 до 0,25. Производная  $\left(\frac{\partial w_0}{\partial x}\right)$  в рассматриваемом интервале времени увеличивается более чем в 4 раза (рис. 2). Интересно, что изменение производной  $\left(\frac{\partial w_0}{\partial x}\right)$  во времени формирует еще один вид нестационарности, определяемый производной  $\partial\left(\frac{\partial w_0}{\partial x}\right)/\partial t$ . Причем производные  $\partial\left(\frac{\partial w_0}{\partial x}\right)/\partial t$ ,

$\left(\frac{\partial w_0}{\partial x}\right)$  принимают экстремальные значения в одно и то же время. В свою очередь, производная  $\frac{\partial T_0}{\partial t}$  формирует тепловую нестационарность.

Процесс нестационарного теплообмена, вызванного возрастанием температуры  $T_0$  газа, составляет около 0,1 с. За это время формируются величина температурного напора  $T_0 - T_w$ , скорости потока  $w_0$ , числа Re, параметра ускорения  $K$  и коэффициента теплоотдачи  $St$ , которые в интервале времени  $t > 0,1$  с остаются практически неизменными. На рис. 3 приведены зависимости  $St(Re_h^{**}, Pr)$  [8] для турбулентных (кривая I)

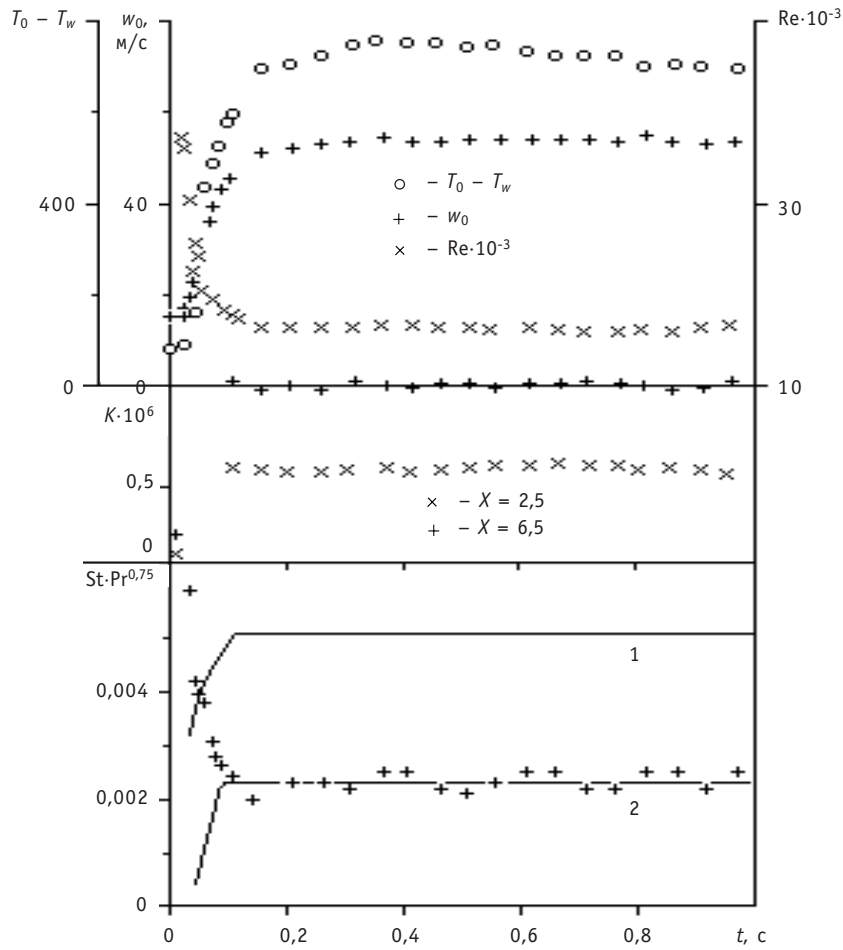


Рис. 3. Эволюция во времени температурного напора, параметра ускорения и коэффициента теплоотдачи

$$St = \frac{0,0128}{Re_h^{**0,25} Pr^{0,75}} \quad (1)$$

и ламинарных (кривая 2)

$$St = \frac{0,22}{Re_h^{**} Pr^{4/3}} \quad (2)$$

режимов течения (измерительное сечение с координатой  $X = x/d = 2,5$ ) при значении числа  $Re_h^{**} = 100$ , построенного по толщине потери энергии. Опытные точки группируются около кривой 2, хотя величина числа Рейнольдса составляет  $Re = 18800$  и определяет режим движения рабочей среды турбулентным.

Экспериментальные значения коэффициента теплоотдачи  $St$  определялись по выражению

$$St = \frac{q_w}{\rho_0 w_0 C_{p0} (T_0 - T_w)}, \quad (3)$$

массовая скорость  $\rho_0 w_0$  является величиной постоянной из условий эксперимента. Плотность теплового потока  $q_w$  определялась как

$$q_w = C_{pw} \rho_w \Delta_w \frac{\partial T_w}{\partial t} + \Delta q_w. \quad (4)$$

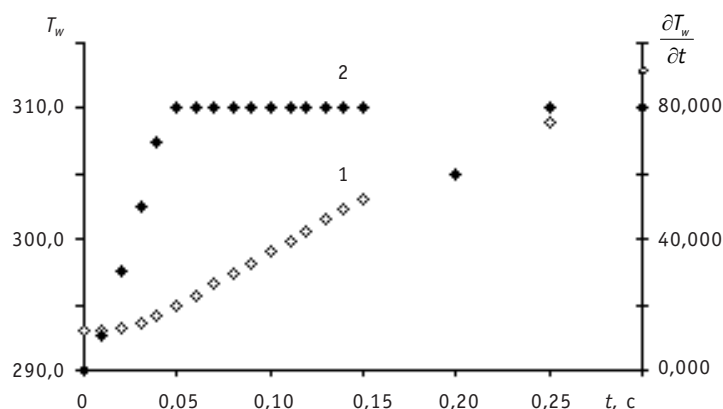


Рис. 4. Изменение во времени граничных условий

Потери тепла  $\Delta q_w$  при свободной конвекции и за счет лучеиспускательной способности поверхности опытного канала определялись согласно рекомендациям, приведенным в [9], и составили менее 10% от величины  $q_w$ . В первое слагаемое выражения (4) входит удельная теплоемкость и плотность материала стенки канала, толщина стенки канала и временной градиент температуры стенки. На рис. 4 показано изменение величин  $T_w$  (1) и  $\partial T_w/\partial t$  (2), из которого следует, что скорость роста температуры  $T_w$  стенки, является величиной постоянной. Следовательно,  $q_w$  будет неизменной величиной. Поскольку  $q_w$  входит в выражение (3), то единственной переменной величиной, определяющей теплообмен в рассматриваемых условиях, является температурный напор. Варьирование в эксперименте величиной температурного напора показало, что при  $\Delta T \geq 600$  К опытные точки на рис. 3 не зависят от числа Re и места расположения измерительного сечения по длине начального участка группируются около кривой 2. Расширение временного интервала в эксперименте показало, что по мере прогрева стенок канала и уменьшения температурного напора наблюдается прямой переход от ламинарного к турбулентному режиму, а опытные точки по коэффициенту теплоотдачи монотонно мигрируют от кривой 2 к кривой I. Время, в течение которого опытные точки группируются около кривой 2, определяется величиной температурного напора. Чем больше температурный напор, тем больше времени необходимо для нагрева стенок канала и достижения величины  $\Delta T \approx 600$  К, менее которой начинается увеличение теплоотдачи.

Представляется интересным рассмотрение работы [3], в которой максимальное значение температурного фактора  $\phi_h$  равно 4,4, а в нашем случае минимум  $\phi_h$  равен 0,25. Это свидетельствует о равнозначном по величине с [3] температурном напоре, но противоположно направленном. В рассматриваемых условиях авторы добились полного перехода к ламинарному режиму течения (число  $Re = 1700$ ) и предложили свой параметр ускорения (для условий внутренней задачи), определив его критическую величину  $K_\phi = 1,5 \cdot 10^{-6}$ . В нашем случае  $K_\phi$  равен  $0,37 \cdot 10^{-6}$  ( $X = 2,5$ ) и  $0,27 \cdot 10^{-6}$  ( $X = 6,5$ ), а величина параметра ускорения  $K$ , предложенного в [10], увеличивается по направлению течения (рис. 3). Такое различие в характере изменения и величинах параметров ускорения объясняется особенностями рассматриваемой ситуации, развивавшейся по длине начального участка.

## ВЫВОДЫ

По результатам выполненных исследований можно констатировать, что при резком увеличении температуры теплоносителя, когда формируется значительный по величине температурный напор, возможна ламинаризация ТПС. С учетом исследований, выполненных в [3], нужно отметить, что основной причиной, приводящей к ламинаризации ТПС при изменениях температуры теплоносителя или обтекаемой поверхности независимо от направления теплового потока является температурный напор. При расчете коэффициентов теплоотдачи независимо от величины числа  $Re$ , характеризующего режим течения теплоносителя, особое внимание следует уделять величине температурного напора.

## Литература

1. Дейч М.Г., Лазарев Л.Я. Исследование перехода турбулентного пограничного слоя в ламинарный // ИФЖ. – 1964. – Т. 7. – № 4. – С. 18-24.
2. Шишов Е.В., Афанасьев В.Н., Белов В.М. Структура «асимптотического» турбулентного пограничного слоя и теплообмен в ускоренном потоке / Тр. МВТУ «Исследование процессов тепло- и массообмена». – 1979. – Вып. 4. – № 302. – С. 5-30.
3. Кун, Перкинс. Переход от турбулентного режима к ламинарному для течения в трубе со значительным изменением физических свойств / Тр. Амер. об-ва инж.-мех. Сер.: С. Теплопередача. – 1970. – Т. 92. – № 3. – С. 198-204.
4. Повх И.Л. Аэродинамический эксперимент в машиностроении. – Л.: Машиностроение (Ленинград, отд-ние), 1974. – 479 с.
5. Никифоров А.Н., Фафурин А.В., Фесенко С.С., Хуснутдинов Ш.Н. Исследование динамических характеристик пневмометрических приемников / Тр. метрологических ин-тов СССР. – Казань: Изд-во стандартов, 1977. – Вып. 182 (242). – С. 84-88.
6. Гильфанов К.Х. Экспериментальное определение динамических характеристик микротермопар, измеряющих температуру газового потока / Тепло- и массообмен в двигателях летательных аппаратов. – Казань: Авиац. ин-т, 1982. – С. 51-54.
7. Гильфанов К.Х., Игнатьев Ю.П., Володин Ю.Г. Автоматизированный стенд для динамической градуировки микротермопреобразователей / Развитие системы метрологического обеспечения измерений расхода и количества веществ. – Казань, 1984. – С. 115 – 116.
8. Кутателадзе С.С., Леонтьев А.И. Теплообмен и трение в турбулентном пограничном слое (2-е изд. перераб.). – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 320 с.
9. Михеев М.А. Основы теплопередачи. – М. – Л.: Госэнергоиздат, 1956. – 392 с.
10. Moretti P.M., Kays W.M. Heat transfer to a turbulent boundary layer with varying free stream velocity and varying surface temperature an experimental study // Int. J. Heat and Mass Transfer. – 1965. – P. 1187-1202.

Поступила в редакцию 11.01.2007

## ОЦЕНКА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА ЭКСПЕРИМЕНТА С БОЛЬШОЙ ТЕЧЬЮ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**В.И. Мелихов, О.И. Мелихов, Ю.В. Парфенов**

*ФГУП «Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций», г. Электрогорск*



Цель работы состояла в выполнении оценки неопределенности и анализа чувствительности для результатов расчета кодом ATHLET эксперимента с большой течью теплоносителя, проведенного на стенде БК В-213 (ФГУП ЭНИЦ). Оценка неопределенности и анализ чувствительности проводились на основе статистической методики GRS. В результате работы получены доверительные интервалы для расчетных зависимостей давления и температуры. Экспериментальные зависимости давления и температуры находятся в рассчитанном доверительном интервале на протяжении большей части экспериментального режима. Выполнен анализ чувствительности для величины максимального расхода истекающего теплоносителя по отношению к входным параметрам кода.

### ВВЕДЕНИЕ

В 2003 г. на стенде БК В-213 [1] было проведено 6 экспериментов в рамках проекта TACIS R2.01/99 по исследованию работоспособности барботажно-вакуумной системы локализации аварии 3 блока Кольской АЭС. В ходе выполнения проекта в претестовых и посттестовых теплогидравлических расчетах для системы водоподготовительных устройств (ВПУ) применялся код улучшенной оценки ATHLET [2]. Результаты, полученные кодом ATHLET, использовались в качестве граничных условий для расчета с помощью кода COCOSYS [3] теплогидравлических параметров в модели барботера-конденсатора (БК) и системе герметичных помещений. Была выполнена верификация расчетных кодов ATHLET и COCOSYS на полученных экспериментальных данных, а затем эти коды использовались для расчета аварийных режимов на АЭС. Оценка неопределенности для результатов расчета аварийных режимов на АЭС в ходе выполнения проекта не проводилась. Следует отметить, что с точки зрения методологии использования кодов улучшенной оценки представляется важным оценить неопределенность расчетных результатов для АЭС, т.е. получить доверительные интервалы для наиболее важных расчетных результатов, в частности, для максимального перепада давления на БК, максимальной температуры воды БК и максимального давления в герметичных помещениях АЭС с ВВЭР-440/213 в случае аварии с большой течью теплоносителя.

Несмотря на то, что в настоящее время развивается достаточно большое число методик анализа неопределенности, до сих пор в этой области исследований не

выработан четкий набор терминов и недостаточно ясно определены возможности тех или иных методик. В [4] отмечается, что необходимо четко различать четыре задачи, которые можно решать при анализе результатов расчета: 1) оценка точности; 2) анализ чувствительности; 3) оценка неопределенности входных данных и параметров кода; 4) оценка неопределенности модели. Обзор методик анализа неопределенности, выполненный в [4], показал, что подавляющее большинство из существующих методик решает задачи анализа неопределенности входных данных и параметров кода. Анализ неопределенности модели может быть выполнен с помощью метода стохастической аппроксимации, разработанной проф. Р.Т. Исламовым [5].

В данной работе используется методика оценки неопределенности входных данных и параметров кода, основанная на применении формулы Уилкса. Такой подход впервые был предложен в работах специалистов института технической поддержки надзорного органа Германии (GRS) [6], поэтому в дальнейшем в статье для обозначения этой методики будет использоваться название «методика GRS».

На начальном этапе приложения методики GRS требуется определить набор входных параметров кода, влияющих на неопределенность расчетного результата моделирования аварийного режима на АЭС. Уточнение набора входных параметров может быть достигнуто применением методики оценки неопределенности к расчету эксперимента на интегральном стенде, соответствующего аварийному режиму на АЭС, с последующим сопоставлением доверительных интервалов с экспериментальными данными. После уточнения набора входных параметров по результатам моделирования эксперимента, анализа набора с точки зрения объемно-мощностного фактора, дополнения набора параметрами, отражающими специфику АЭС, согласно методике GRS набор может быть использован применительно к аварийному режиму на АЭС.

В случае моделирования эксперимента на интегральном стенде БК В-213 требуется оценить как неопределенность результатов, полученных кодом ATHLET, так и сопряженных с ними результатов расчета кодом COCOSYS. В работе представлены результаты оценки неопределенности и анализа чувствительности для результатов расчета кодом ATHLET распределения теплогидравлических параметров в системе ВПУ. Оценка неопределенности результатов расчета кодом COCOSYS распределения теплогидравлических параметров в модели БК и модели герметичных помещений планируется выполнить на следующем этапе исследований.

### **КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ СТЕНДА БК В-213, РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТА И ПОСТ-ТЕСТ РАСЧЕТА КОДОМ ATHLET**

Стенд БК В-213 – крупномасштабная интегральная установка, моделирующая барботажно-вакуумную систему локализации аварии и герметичные помещения АЭС с реактором ВВЭР-440/В-213 [1]; объемный масштаб – 1:100. Стенд предназначен для проведения теплогидравлических испытаний по изучению работоспособности и надежности конструкции барботажно-вакуумной локализующей системы безопасности АЭС с ВВЭР-440/В-213 при максимальных проектных авариях, авариях с малыми течами из первого контура и авариях с разрывом паропровода второго контура.

Стенд состоит из модели барботера-конденсатора, моделей герметичных помещений и системы водоприготовительных устройств.

Модель БК является натурным фрагментом барботера-конденсатора АЭС, состоящим из 18 натуральных элементов «канал-колпачок», расположенных в двух рядах

по девять элементов в каждом. Высотные отметки модели БК выполнены в масштабе 1:1.

Модели герметичных помещений стенда (бокс парогенераторов, шахта локализации аварии с натурным фрагментом БК, ловушка воздуха, тупиковые помещения) выполнены в масштабе 1:100. Наружные стены и перекрытия герметичных помещений рассчитаны на воздействие избыточного давления 0,2 МПа.

Система водоприготовительных устройств, состоящая из сосудов и трубопроводов высокого давления, позволяет моделировать истечение пароводяной смеси из первого и второго контуров АЭС при авариях, связанных с потерей теплоносителя (рис. 1).

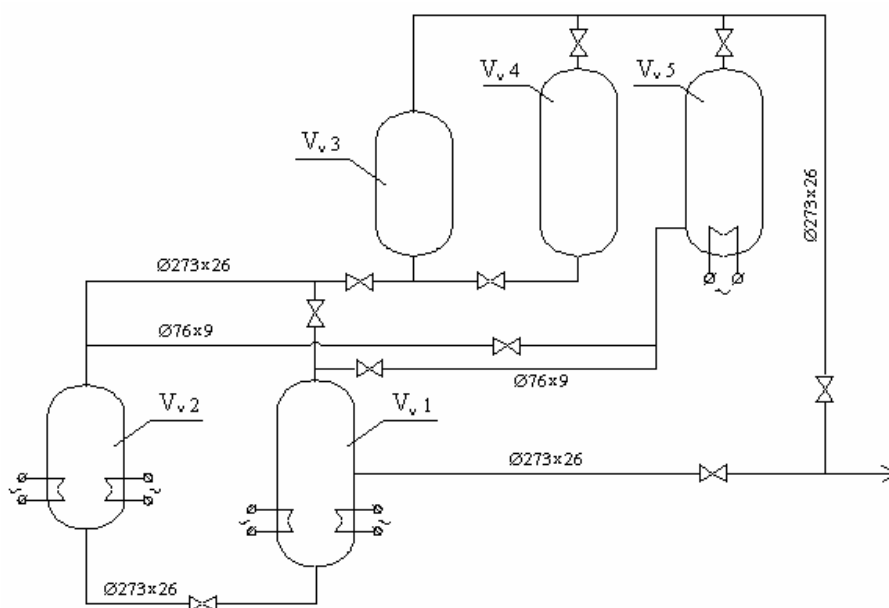


Рис. 1. Общая схема системы ВПУ стенда БК В-213

В эксперименте с большой течью теплоносителя (эксперимент №4 согласно матрице экспериментов проекта TACIS R2.01/99) использовались сосуды V1 (объем 1,95 м<sup>3</sup>), V2 (объем 1,2 м<sup>3</sup>), V5 (объем 0,44 м<sup>3</sup>). Сбросной трубопровод был оборудован узлом течи; диаметр сопла истечения 56 мм. Начальное давление в системе составляло 12,37 МПа. Сосуды V1, V2 были полностью заполнены водой. Уровень в сосуде V5 2,077 м. Температура теплоносителя в сосуде V1 составляла 274°С, в сосуде V2 – 300°С, в сосуде V5 – 328°С.

После разрыва мембраны в узле течи началось истечение теплоносителя из системы ВПУ в герметичные помещения и БК. Нагрузка на БК и рост давления в помещениях определяются, в основном, течевыми функциями (расход и энтальпия истекающего из течи теплоносителя). Однако на стенде экспериментальные течевые функции измерялись только для однофазного истечения (воды или пара), в то время как для наиболее важного случая аварии с большой течью основную часть времени имеет место истечение двухфазной среды. Для определения реализовавшихся в экспериментах течевых функций проводился специальный пост-тест-анализ выполненных экспериментов с помощью кода ATHLET. Его суть заключалась в следующем. Проводятся варианты расчетов теплогидравлических процессов в системе сосудов высокого давления, сопровождающих истечение из разрыва, с реальными начальными условиями, полученными в эксперименте. В расчетах



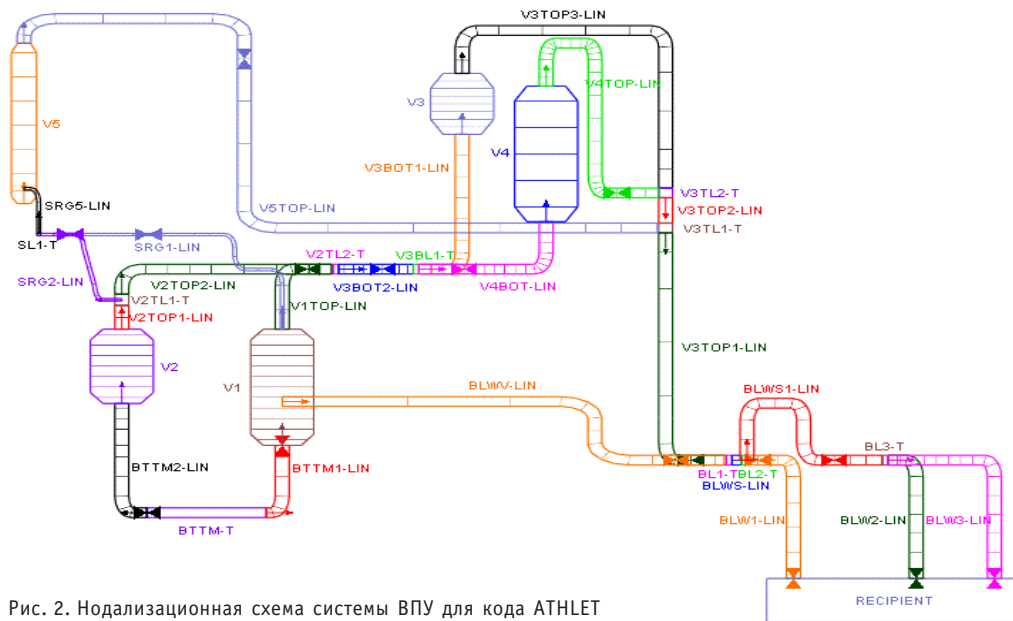


Рис. 2. Нодализация схема системы ВПУ для кода ATHLET

варьируются отдельные начальные параметры, не измерявшиеся в эксперименте (например, температура воды в некоторых местах системы сосудов), и расчетные параметры. В результате определяются параметры, при которых обеспечивается наилучшее совпадение расчетных и экспериментальных величин на всем массиве измерений в системе сосудов высокого давления. Полученные при этом расчетные значения расхода и энтальпии истекающего из разрыва теплоносителя принимаются за соответствующие экспериментальные течевого функции.

Нодализация схема стенда представлена на рис. 2. Схема состоит из 41 теплогидравлического объекта с 331 контрольным объемом и 337 соединениями. Также используется 46 теплопроводящих структур с 326 теплопроводящими ячейками (1326 слоев) для описания металлических стенок трубопроводов и сосудов, и слоя теплоизоляции. Массовый расход истекающего теплоносителя, являющийся одним из наиболее важных теплогидравлических параметров, определяющих протекание аварий с потерей теплоносителя и экспериментов по истечению, требует аккуратного моделирования процесса критического истечения. Для этой цели использовалась одномерная термодинамически неравновесная модель CDR1D с учетом детальной геометрии узла истечения.

Сопоставление расчетных и экспериментальных зависимостей давления и температуры показало, что для расчета кодом ATHLET с параметрами, рекомендованными разработчиками кода [1], экспериментальные и расчетные кривые неудовлетворительно согласуются друг с другом (см. рис. 3,4). В ходе вариационных расчетов было установлено, что на результаты наибольшее влияние оказывают два параметра кода ATHLET:

- 1) DSCON – параметр, который определяет величину косинусообразного сужения сопла в модели критического истечения;
- 2) ZBO – параметр, характеризующий начальное число центров парообразования в жидкости.

Значения, рекомендованные разработчиками кода ATHLET, составляют  $DSCON = 0,33$  м и  $ZBO = 5 \cdot 10^9$  м<sup>-3</sup>. Наилучшее согласие с экспериментальными данными было достигнуто при значении  $DSCON = 0,035$  м и  $ZBO = 2 \cdot 10^6$  м<sup>-3</sup> (см. рис. 3, 4). Следует

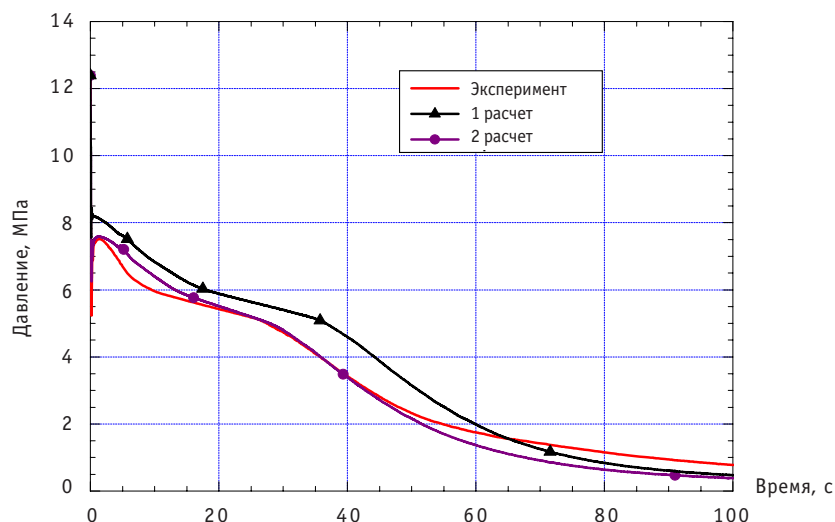


Рис. 3. Экспериментальная и расчетные зависимости давления в сосуде V1 (1 расчет:  $DSCON = 0,33$  м и  $ZBO = 5 \cdot 10^9$  м<sup>-3</sup>; 2 расчет:  $DSCON = 0,035$  м и  $ZBO = 2 \cdot 10^6$  м<sup>-3</sup>)

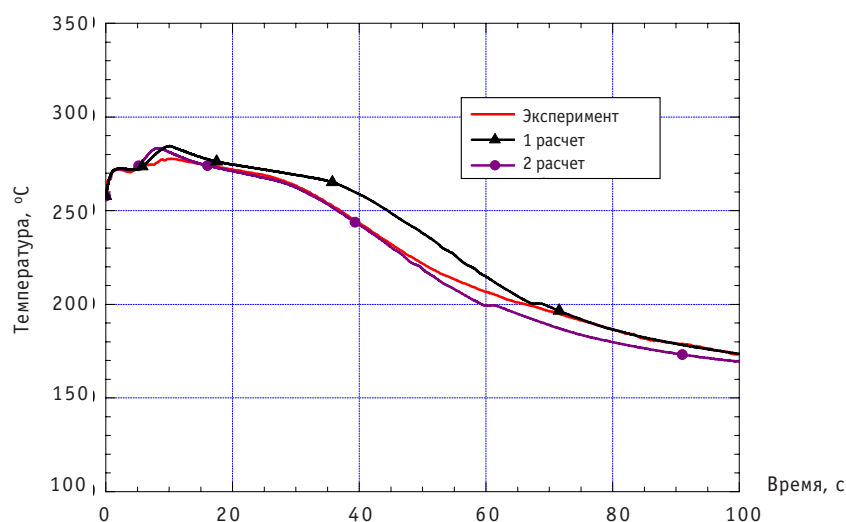


Рис. 4. Экспериментальная и расчетные зависимости температуры в линии истечения (1 расчет:  $DSCON = 0,33$  м и  $ZBO = 5 \cdot 10^9$  м<sup>-3</sup>; 2 расчет:  $DSCON = 0,035$  м и  $ZBO = 2 \cdot 10^6$  м<sup>-3</sup>)

отметить, что в [7], где приводятся результаты пост-тестового анализа для экспериментов на установке MARVIKEN, сообщается, что наилучшее согласие расчетной кривой давления с экспериментальной наблюдалось при значении  $ZBO = 10^7$  м<sup>-3</sup>, которое также существенно меньше рекомендованного значения  $5 \cdot 10^9$  м<sup>-3</sup>. Результат вариационных расчетов в отношении величины  $DSCON$  связан с особенностями конструкции сопла истечения на установке БК В-213 и параметрами модели критического истечения кода ATHLET.

### ОЦЕНКА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ И АНАЛИЗ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА

Оценка неопределенности результатов расчета кодом ATHLET экспериментального режима с большой течью теплоносителя на стенде БК В-213 проводилась на основе методики GRS.

Методика GRS включает в себя следующие этапы.

1. Определение набора входных параметров кода, влияющих на неопределенность результата. Необходимо определить диапазоны варьирования и функции плотности распределения вероятности входных параметров.

2. Формирование файлов входных данных путем случайного выбора значений входных параметров.

3. Выполнение расчетов аварийного режима с каждым из сформированных файлов входных данных. Число необходимых файлов входных данных и соответственно необходимое число расчетов определяется согласно формуле Уилкса [8].

4. Построение доверительного интервала для исследуемых результатов расчета.

5. Анализ чувствительности расчетных результатов по отношению к входным параметрам. Наиболее часто для количественного выражения влияния того или иного входного параметра на расчетный результат в приложениях методики GRS используют коэффициенты ранговой корреляции Спирмена [9].

В качестве расчетных параметров, для которых строились доверительные интервалы, были выбраны давление в сосуде V1 и температура теплоносителя в линии истечения системы ВПУ.

Определение набора входных параметров производилось на основе опыта пост-тестовых расчетов кодом ATHLET экспериментов на стенде БК В-213 и анализа набора входных данных, использованных специалистами GRS при расчете эксперимента на стенде LSTF[6]. В результате было выбрано 12 параметров (см. табл. 1). Для всех параметров был принят равномерный закон плотности распределения вероятности. Диапазоны варьирования параметров ZBO и DSCON включали в себя значения, рекомендованные разработчиками кода ATHLET, и значения, установленные в ходе проведения вариационных пост-тестовых расчетов эксперимента (см. п. 2 данной статьи). Для параметров FD, TURB, EPS были приняты диапазоны варь-

Таблица 1

**Набор входных параметров, влияющих на неопределенность результата**

№	Параметр	Диапазон
Параметры кода ATHLET		
1	DSCON, м (величина косинусообразного сужения сопла )	[0,01; 0,33]
2	FD, (коэффициент трения со стенкой Вейсбаха-Дарси )	[0,02; 0,2]
3	ZBO, м <sup>3</sup> (начальное число центров парообразования)	[1·10 <sup>6</sup> ; 5·10 <sup>9</sup> ]
4	TURB (коэффициент турбулизации потока)	[1; 50]
5	EPS (критерий сходимости)	[1·10 <sup>-4</sup> ; 1·10 <sup>-2</sup> ]
6	FCONTR (коэффициент истечения для пара)	[0,8; 1,0]
Начальные условия эксперимента		
7	Температура воды в тупиковом объеме V5TOP-LIN, °C	[229, 329]
8	Температура воды в трубопроводе V3BOT2-LIN, °C	[200, 300]
9	Температура воды в трубопроводе SRG1-LIN, °C	[200, 300]
10	Температура воды в трубопроводе SRG2-LIN, °C	[200, 300]
11	Температура воды в трубопроводе SRG5-LIN, °C	[227, 337]
12	Температура воды в трубопроводе SL1-T, °C	[200, 300]

ирования согласно [6], диапазон варьирования FCONTR был выбран на основе опыта пост-тестовых расчетов стенда БК В-213. В тупиковых объемах некоторых трубопроводов системы ВПУ в ходе подготовки стенда к эксперименту образовывались застойные зоны, в которых могла скапливаться недогретая вода. При этом в некоторых тупиковых объемах термпары установлены не были. Суммарный объем подобных зон относительно невелик, тем не менее предварительные вариационные расчеты показали, что учет наличия холодного теплоносителя может оказать некоторое влияние на результаты расчета.

Опыт расчетных работ применительно к интегральным стендам показывает, что температура в подобных тупиковых объемах может быть на 100 К ниже температуры в ближайшем компоненте стенда с циркуляцией теплоносителя. В качестве входных параметров, характеризующих неопределенность начальных условий эксперимента, были выбраны температуры теплоносителя в тупиковых объемах трубопроводов, которые варьировались от значения, равного температуре в ближайшем компоненте стенда с циркуляцией, до значения на 100 К ниже.

В соответствии с формулой Уилкса для построения двустороннего доверительного интервала, в котором с доверительной вероятностью 95% содержатся 95% результатов расчета необходимо выполнить не менее 93 расчетов. В данной работе было выполнено 100 расчетов кодом ATHLET.

На рис. 5, 6 представлены рассчитанные доверительные интервалы для давления в сосуде V1 и температуры теплоносителя в линии истечения в сопоставлении с экспериментальными данными. На большем промежутке времени экспериментальная кривая давления находится в расчетном доверительном интервале. Однако экспериментальная кривая расположена ниже доверительного интервала на первых 10 с режима и выше доверительного интервала после 90 с. Экспериментальная зависимость температуры расположена в рассчитанном доверительном интервале практически на протяжении всего промежутка времени эксперимента, небольшое рассогласование наблюдается в течении ~ 2 с процесса. На рис. 7 показан доверительный интервал, полученный для расчетных зависимостей расхода.

Одним из наиболее важных расчетных результатов является величина максимального расхода теплоносителя. Для количественного влияния того или иного

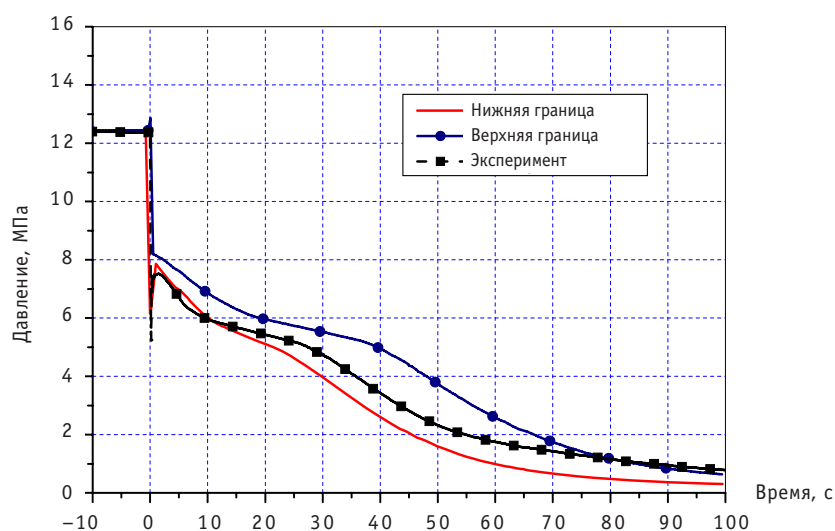


Рис. 5. Доверительный интервал и экспериментальная зависимость давления в сосуде V1

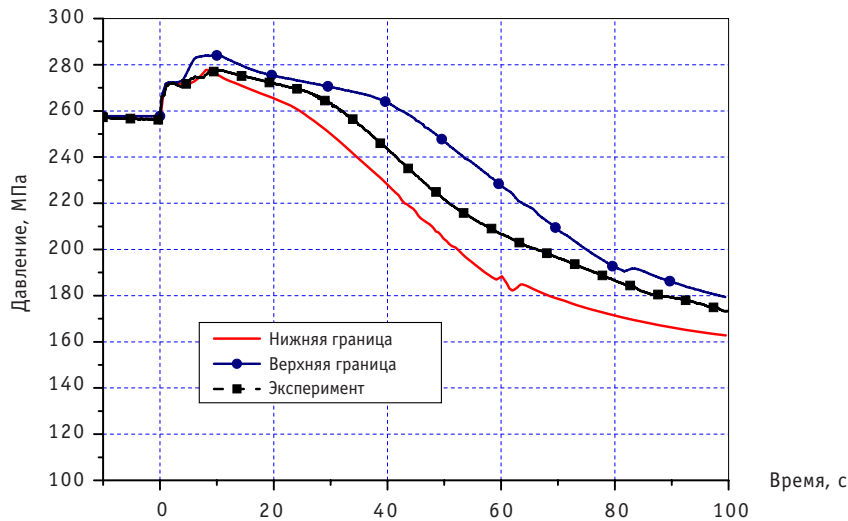


Рис. 6. Доверительный интервал и экспериментальная зависимость температуры в линии истечения

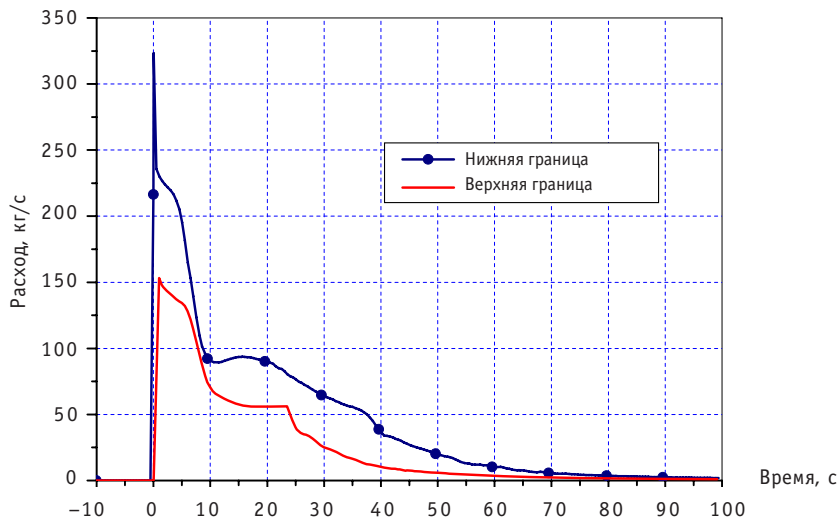


Рис. 7. Доверительный интервал для расчетных зависимостей расхода теплоносителя

входного параметра на величину максимального расхода теплоносителя в рамках анализа чувствительности были определены коэффициенты ранговой корреляции Спирмена [9]. Результаты представлены на рис. 8, нумерация входных параметров соответствует табл. 1. При проведении 100 расчетов значимыми коэффициентами следует признать коэффициенты по модулю большие 0,3 [10]. Таким образом, значимыми являются коэффициенты для параметров DSCON и TURB.

Были также определены коэффициенты Спирмена для величины начального «провала» давления (см. рис. 5) по отношению к входным параметрам. Как и в случае величины максимального расхода теплоносителя значимыми получились коэффициенты для параметров DSCON и TURB.

Наиболее неожиданным результатом анализа чувствительности были малые значения коэффициентов ранговой корреляции Спирмена для величины ZBO, которая как было установлено в вариационных расчетах, существенно влияет на расчетные зависимости давления (значения коэффициентов Спирмена составили 0,025 для анализа величины максимального расхода и  $-0,03$  для анализа вели-

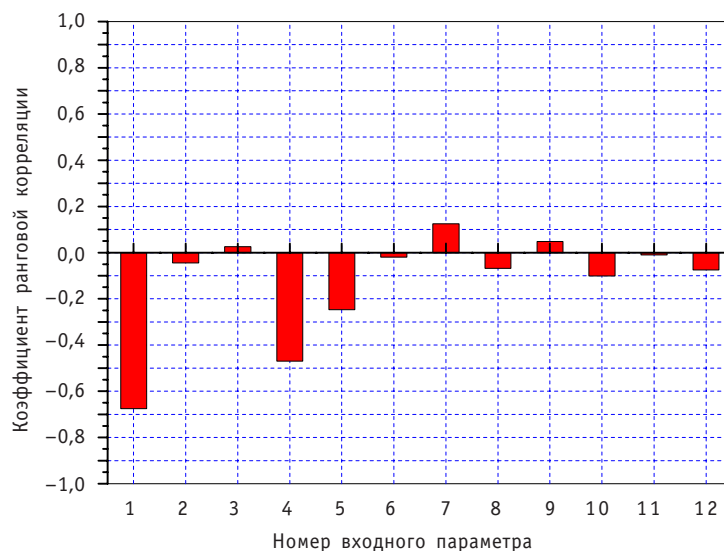


Рис. 8. Коэффициенты ранговой корреляции Спирмена для величины максимального расхода теплоносителя по отношению к входным параметрам, определенным в табл. 1

ны начального провала давления). Дополнительные вариационные расчеты показали, что величина ZBO начинает существенно влиять на зависимость давления при значениях ZBO, меньших  $10^8 \text{ м}^{-3}$ . По-видимому, для данного параметра следует уточнить закон плотности распределения вероятности, что, возможно, улучшит согласие экспериментальных данных с рассчитанными доверительными интервалами.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. На основе методики GRS, с помощью кода ATHLET, получены доверительные интервалы для расчетных зависимостей давления и температуры для эксперимента с большой течью теплоносителя, выполненного на стенде БК В-213.

2. Экспериментальные зависимости давления и температуры находятся в рассчитанном доверительном интервале на протяжении большей части экспериментального режима. Небольшие расхождения могут быть устранены за счет уточнения набора входных параметров в ходе дальнейшей работы.

3. Выполнен анализ чувствительности результатов расчета к входным параметрам.

## Литература

1. Блинков В.Н., Мелихов О.И., Мелихов В.И., Давыдов М.В., Соколин А.В., Щепетильников Э.Ю. Моделирование максимальной проектной аварии для ВВЭР-440/213 на стенде ЭНИЦ // Теплоэнергетика. – 2000. – №5. – С.21-24.
2. Lerchl G., Austregesilo H. ATHLET Mod 1.2 Cycle D. Users Manual. GRS-P-1/Vol.1 – 2001.
3. Klen-Hebling W., Arndt S., Weber G. COCOSYSV 1.2 User manual. GRS-P-3/1. – 2000.
4. Islamov R., Dmitriev A., Korolin V., Petrov D. Probabilistic Risk Assessment. Uncertainty Analysis // Report of Nuclear Safety Institute of Russian Academy of Science (IBRAE). – 2003.
5. Islamov R., Ustinov V. Uncertainty analysis and stochastic approximation // Proceedings of International Conference // Best-Estimate Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE-2000), Washington, DC, November. – 2000.
6. Glaeser H. Uncertainty Evaluation of thermal-hydraulic code results // Proceedings of International Conference «Best-Estimate Methods in Nuclear Installation Safety Analysis» (BE-2000). – Washington, DC, November. – 2000.

7. *Ringer F.J.* Nachrechnung des Marviken-versuchs Nr. 22 mit dem Rechenprogramm ATHLET // GRS-A-1361. – 1987.

8. *Уилкс С.* Математическая статистика. – М.: Изд-во иностранной литературы, 1967.

9. *Ван дер Варден Б.Л.* Математическая статистика. – М.: Изд-во иностранной литературы, 1960.

10. *Афремов Д.А., Журавлева Ю.В., Миронов Ю.В., Назаров В.С., Радкевич В.Е., Яшников Д.А.* Анализ неопределенности расчетов аварий с потерей теплоносителя для 1-го энергоблока Курской АЭС//Атомная энергия. – 2005. – Т. 98. – Вып. 6. – С. 422-428.

Поступила в редакцию 05.04.2007



## ОБОСНОВАНИЕ РАВНОВЕСНЫХ СОСТОЯНИЙ СИСТЕМ ЭВТЕКТИЧЕСКОГО СПЛАВА НАТРИЯ, КАЛИЯ, ЦЕЗИЯ И КОМПОНЕНТОВ ВЛАЖНОГО ВОЗДУХА, ВОДОРОДА, КИСЛОРОДА НА ОСНОВЕ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОГО АНАЛИЗА

**Е.В. Сулим, О.В. Старков, Н.Г. Богданович, А.Н. Васильева,  
Е.А. Кочеткова, В.Е. Левченко**

*ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



С целью обоснования механизма окисления невоспламеняющихся сплавов щелочных металлов проведен термодинамический расчет равновесных состояний систем невоспламеняющегося тройного эвтектического сплава натрия, калия, цезия и компонентов влажного воздуха, водорода, кислорода в интервале температур 195–1295 К. Определены состав и содержание компонентов конденсированной и газовой фаз исследуемых систем. Результаты термодинамического расчета подтверждают предложенную авторами гипотезу аномального окисления невоспламеняющихся сплавов образованием легкоплавкой системы продуктов окисления сплавов и перераспределением кислорода между компонентами в конденсированной фазе.

### ВВЕДЕНИЕ

Жидкометаллические системы на основе щелочных металлов находят широкое применение в качестве теплоносителей энергетических установок, реагентов в неорганическом и элементарорганическом синтезе, среды при получении неорганических материалов и покрытий. Щелочные металлы и их сплавы имеют комплекс уникальных теплофизических, термодинамических, ядерно-физических и химических свойств. Недостатком щелочных металлов и большинства их сплавов является способность самовоспламеняться на воздухе при температуре окружающей среды, что может реализоваться в аварийных ситуациях. При горении щелочных металлов и их сплавов образуется значительное количество аэрозолей (до 45% от массы сгоревшего металла). Поэтому поиск методов снижения образования аэрозолей при горении щелочных металлов является важной практической задачей, решение которой позволит повысить безопасность эксплуатации ЯЭУ.

При исследовании свойств щелочных металлов впервые было установлено, что тройные сплавы натрия, калия и цезия определенного состава окисляются на воз-

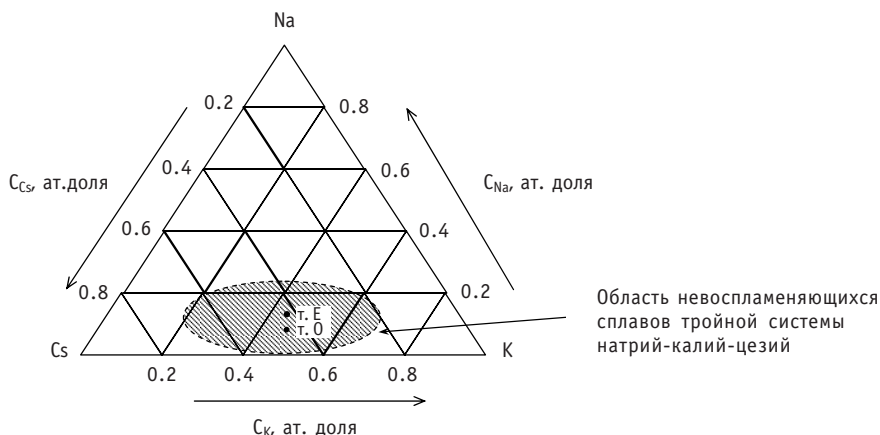


Рис. 1. Концентрационный треугольник системы натрий-калий-цезий

духе без воспламенения, повышения температуры и выделения аэрозолей в интервале исследованных температур 295–973 К [1].

Экспериментально установлено, что граница области невоспламеняющихся сплавов аппроксимируется уравнением эллипса [2–4]. Состав невоспламеняющихся сплавов щелочных металлов натрия, калия, цезия описывается неравенством:  $(6C_{Na} - 1)^2 - 8C_K C_{Cs} + 1 \leq 0$ , где  $C_{Na}$ ,  $C_K$ ,  $C_{Cs}$  – атомная доля компонентов сплава. Область этих невоспламеняющихся сплавов тройной системы натрий-калий-цезий показана в концентрационном треугольнике Розебума (рис. 1). Граничные значения невоспламеняющихся сплавов расположены на линии эллипса. Центр эллипса расположен в точке О с координатами 0,12 ат. д. натрия и по 0,44 ат. д. калия и цезия, соответствующей составу сплава, близкому к эвтектическому (точка Е) с координатами 0,14 ат. д. натрия, и по 0,43 ат. д. калия и цезия. Состав невоспламеняющихся сплавов щелочных металлов натрия, калия, цезия приведен в табл. 1.

На основании проведенного комплекса исследований предложена гипотеза механизма окисления невоспламеняющихся сплавов. Гипотеза основана на представлении о преимущественном окислении поверхностного слоя конденсированной фазы сплава. В отличие от этого, для натрия характерно горение в газовой фазе с образованием на поверхности металла слоя твердых оксидов с дендритной пористой структурой, способствующей испарению жидкого натрия. Аномальный характер окисления невоспламеняющихся сплавов системы натрий-калий-цезий авторами объясняется свойствами оксидной пленки: продукты окисления тройного сплава образуют легкоплавкую систему, не только препятствующую контакту между сплавом и окружающей средой, но и затрудняющую испарение компо-

Таблица 1

**Состав невоспламеняющихся сплавов тройной системы Na-K-Cs**

Точка или область на диаграмме состояния	Содержание компонентов					
	атомная доля			массовая доля, %		
	Na	K	Cs	Na	K	Cs
т. О	0,12	0,44	0,44	3,52	21,88	74,60
т. Е	0,14	0,43	0,43	4,16	22,08	73,75
Область невоспламеняющихся сплавов	0,02 – 0,24	0,19 – 0,69	0,19 – 0,69	0,50 – 7,80	7,60 – 43,70	46,50 – 89,20

нентов сплава. Процессы образования, осаждения и растворения протекают с примерно одинаковой скоростью. Растворение продуктов окисления сплава, а также возможное перераспределение кислорода между компонентами в его внутренних слоях являются, вероятно, процессами эндотермическими, что объясняет невысокий суммарный тепловой эффект окисления.

С целью обоснования механизма аномального окисления невоспламеняющихся сплавов системы натрий-калий-цезий был проведен термодинамический расчет равновесных состояний эвтектического сплава данной системы с компонентами влажного воздуха, с водородом и кислородом в интервале температур 195–1295 К.

### **МЕТОД И ПРОГРАММА РАСЧЕТА РАВНОВЕСНЫХ СОСТОЯНИЙ СИСТЕМ ТРОЙНОГО ЭВТЕКТИЧЕСКОГО СПЛАВА ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ С ГАЗООБРАЗНЫМИ СОЕДИНЕНИЯМИ**

Термодинамические расчеты систем тройного сплава проводились на ЭВМ по методике и программе «Астра», разработанных в МВТУ им. Н.Э. Баумана [5]. Рассматриваемые термодинамические системы относятся к числу закрытых и изолированных, т.е. образуются такими областями, у которых границы непроницаемы для перехода вещества и на которые окружающая среда не может влиять путем обмена теплом и работой. В этих системах установление равновесия достигается за счет внутренних фазовых и химических превращений. Механическое и энергетическое равновесие с окружающей средой полагается заранее достигнутым. В общем случае считается, что исследуемая система является гетерогенной, состоящей из нескольких однородных фаз, отделенных видимыми границами. При этом все индивидуальные газообразные компоненты входят в состав одной газовой фазы, а конденсированные могут образовывать как отдельные фазы, так и конденсированные растворы. Присутствие газовой фазы считается обязательным, в то время как конденсированные компоненты могут и отсутствовать. Количество возможных конденсированных растворов ограничено двумя, чтобы не усложнять алгоритм и программу и в связи с отсутствием необходимости в более сложных моделях. Равновесие подобных систем в соответствии со вторым законом термодинамики характеризуется максимумом энтропии относительно термодинамических степеней свободы, к числу которых относятся концентрации компонентов равновесной смеси, температура и давление. Удельный объем, как и внутренняя энергия, при этом остаются независимыми переменными. Для условия равновесия системы относительно окружающей среды использованы следующие допущения: поведение газообразных компонентов подчиняется уравнению состояния идеального газа; объем конденсированных компонентов пренебрежимо мал; конденсированные растворы идеальны.

Внутренняя энергия и удельный объем также связаны с концентрацией компонентов термодинамической системы температурой и давлением при помощи определенных соотношений [6]. Они могут рассматриваться как ограничение или связи, накладываемые на область допустимых значений переменных при установлении химического или фазового равновесия при достижении максимума энтропии системы. Дополнительные ограничения термодинамических степеней свободы обусловлены постоянством массы химических элементов и электронейтральностью всей системы в целом. В результате параметры равновесия термодинамической системы могут быть определены путем решения задачи о нахождении экстремума энтропии с учетом перечисленных связей. Для решения этой задачи составляется функция Лагранжа. После преобразований и частичных подстано-

вок получается совокупность уравнений, описывающих свойства и состав произвольной многокомпонентной многофазной системы. В качестве неизвестных в ней выступает число молей компонентов газовой фазы  $M_j$  ( $j = 1, \dots, K$ ); число молей веществ, образующих несмешивающиеся конденсированные фазы  $M_r$  ( $r = 1, \dots, R$ ) и конденсированные растворы  $M_{nr}$  ( $nr = 1, \dots, N$ ),  $M_{n1}$  ( $n1 = 1, \dots, N$ ), неопределенные множители Лагранжа  $\lambda_e, \lambda_j$  ( $j = 1, \dots, N_r$ ), давление ( $P$ ), температура ( $T$ ), удельный объем ( $V$ ), энтропия ( $S$ ), энтальпия ( $J$ ), внутренняя энергия ( $U$ ). Превышение числа неизвестных над числом уравнений на два позволяет использовать эту систему уравнений для решения произвольных задач, в которых значение этих двух из названных величин известны. Эти два термодинамических параметра определяют условия равновесия рабочего тела с окружающей средой. Полученная система уравнений является трансцендентной. Для ее решения используется метод последовательных приближений. Описание алгоритма расчета универсально и позволяет с помощью программы, написанной на языке ФОРТРАН-IV и приспособленной к эксплуатации в составе операционной системы ЕС ЭВМ, рассчитывать равновесный состав и характеристики смесей, содержащих произвольный набор химических элементов. Допускается возможность описания взаимодействия системы с окружающей средой путем задания произвольной пары параметров.

База данных программы термодинамических свойств индивидуальных веществ содержит информацию о химических элементах и соединениях, о значениях энтропии, удельной теплоемкости, свободной энергии Гиббса, энтальпии образования 1500 элементов и индивидуальных химических веществ. Эти характеристики используются при расчетах равновесия и с помощью модулей управления могут вводиться и выводиться на внешние устройства как справочные. Кроме того, в базе данных индивидуальных соединений хранятся значения погрешностей термодинамических и термохимических величин, а также параметры потенциала Леннарда-Джонса.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Термодинамический расчет выполнен для систем взаимодействия эвтектического тройного сплава щелочных металлов натрия, калия, цезия с водородом, кислородом, компонентами влажного воздуха в интервале температур 195–1295 К и при давлении систем  $10^5$  Па, для масс систем, равных 1 кг. Начальный состав рассматриваемых систем представлен в табл. 2.

**Система эвтектический сплав Na-K-Cs – водород.** Состав конденсированной и газовой фаз системы тройного эвтектического сплава щелочных металлов и водорода в области температур 195–1295 К и при давлении  $1 \cdot 10^5$  Па, полученный на основе термодинамического расчета, представлен в табл. 3 и на рис. 2, 3.

Таблица 2

### Состав систем тройного эвтектического сплава щелочных металлов натрия, калия, цезия и газообразных веществ для проведения термодинамического расчета

Компоненты расчетной системы	Компоненты тройного сплава Na-K-Cs, моль			Содержание газообразных веществ, моль				
	Na	K	Cs	H <sub>2</sub>	O <sub>2</sub>	CO <sub>2</sub>	N <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O
Водород	1,5660	5,5890	5,6090	$1,7 \cdot 10^{-3}$	–	–	–	–
Кислород	1,5660	5,5890	5,6090	–	$1 \cdot 10^{-4}$	–	–	–
Влажный воздух	1,5050	5,3540	5,3910		0,6170	$4 \cdot 10^{-4}$	2,0830	$8,04 \cdot 10^{-2}$

Таблица 3

**Состав продуктов взаимодействия системы  
эвтектический сплав – водород: Cs (5,6090 моль);  
K (5,5890 моль); Na (1,5660 моль); H<sub>2</sub> (1,7 · 10<sup>-3</sup> моль)**

Фаза	T, K	v, моль	Компонент системы
Конденсированная	195 – 845	>1	Na, K, Cs
	195 – 595	~ 10 <sup>-3</sup>	KH
	695	~ 10 <sup>-3</sup>	NaH
Газовая	195 – 745	0,3 · 10 <sup>-3</sup>	H <sub>2</sub>
	495 – 595	10 <sup>-4</sup> – 10 <sup>-2</sup>	Na, K, Cs
	595 – 695	10 <sup>-2</sup> – 10 <sup>-1</sup>	Na, K, Cs
		10 <sup>-4</sup> – 10 <sup>-3</sup>	K–Na, Cs–Na, Cs–K, Na <sub>2</sub> , K <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub>
	695 – 795	10 <sup>-1</sup> – 1,4903	Na, Cs, K
		10 <sup>-3</sup> – 10 <sup>-2</sup>	K–Na, Cs–Na, Cs–K, Na <sub>2</sub> , K <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub>
		~ 10 <sup>-4</sup>	KH, NaH, CsH
	745 – 795	<1,7 · 10 <sup>-3</sup>	H <sub>2</sub>
	795 – 1295	1,7 · 10 <sup>-3</sup>	H <sub>2</sub>
	795 – 845	10 <sup>-1</sup> – 3,0822	Na, Cs, K
		~ 10 <sup>-2</sup>	K–Na, Cs–Na, Cs–K, Na <sub>2</sub> , K <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub>
		~ 10 <sup>-4</sup>	KH, NaH, CsH
845 – 1295	0,9101 – 5,2240	Na, Cs, K	
	10 <sup>-2</sup> – 10 <sup>-1</sup> – 10 <sup>-2</sup>	K–Na, Cs–Na, Cs–K, Na <sub>2</sub> , K <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub>	

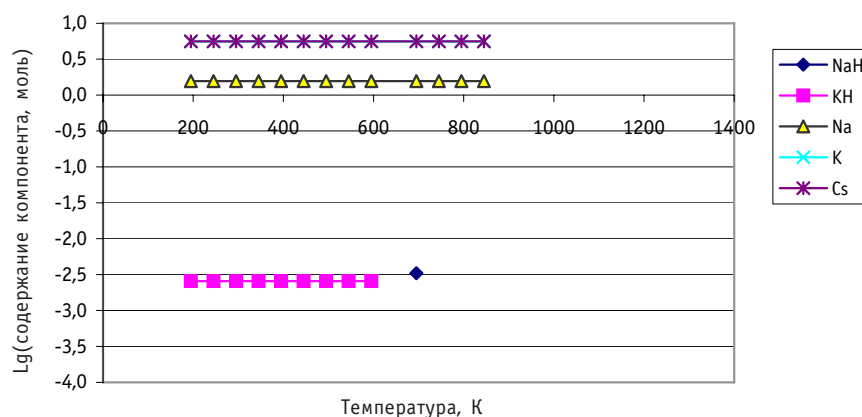


Рис. 2. Состав конденсированной фазы продуктов взаимодействия системы эвтектический сплав щелочных металлов – водород

В конденсированной фазе щелочные металлы Na, K, Cs в интервале температур 195 – 795 К находятся на постоянном уровне в количестве, приблизительно равном их начальному содержанию в системе, а затем их содержание уменьшается до значений < 10<sup>-4</sup> моль. Содержание гидроксида калия (KH) при 195–595 К находится на постоянном уровне ~ 10<sup>-3</sup> моль, а затем при 695 К содержание гидроксида калия резко падает до значений < 10<sup>-4</sup> моль. Гидрид натрия (NaH) появляется только при температуре 695 К на уровне ~ 10<sup>-3</sup> моль и при повышении температуры до 1295 К уменьшается до значений < 10<sup>-4</sup> моль (рис. 2).

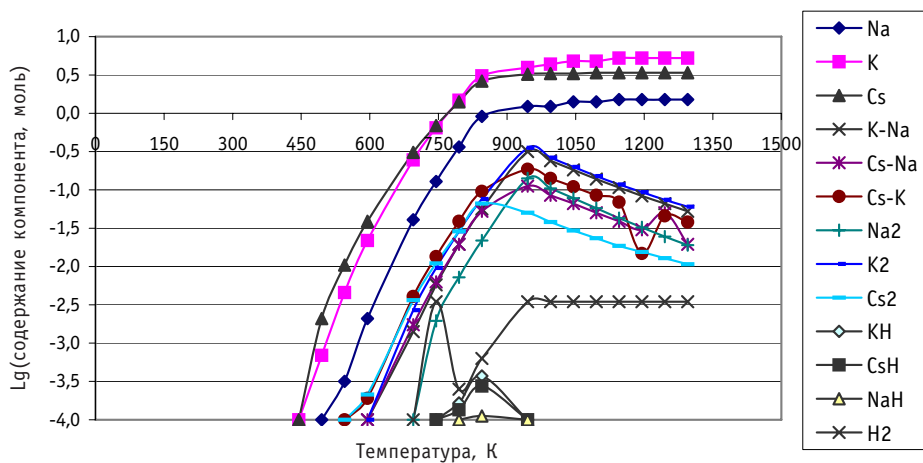


Рис. 3. Состав газовой фазы продуктов взаимодействия системы эвтектический сплав щелочных металлов – водород

В газовой фазе в интервале температур 195–745 К существует водород ( $H_2$ ) на уровне  $3 \cdot 10^{-4}$  моль. Затем наблюдается некоторое повышение его количества до температуры 795 К. В интервале 795–1295 К его содержание выходит на начальный уровень, что, вероятно, связано с разложением образовавшихся гидридов металлов. Гидриды металлов натрия и калия частично разлагаются при температуре 695 К и существуют на уровне  $10^{-4}$  моль вплоть до температуры 845 К. И при дальнейшем повышении температуры их содержание уменьшается до значений  $< 10^{-4}$  моль. В табл. 6 представлены основные показатели физико-химических и термодинамических свойств компонентов исследуемых систем [11]. На основании литературных данных [8] известно, что гидриды натрия и калия при давлении  $1 \cdot 10^5$  Па разлагаются в области температур 573–673 К (табл. 6), что согласуется с полученными расчетными данными (рис. 3). Содержание Na, K, Cs данной системы в различных температурных интервалах составляет следующие значения: от 495 до 695 К повышение содержания от  $10^{-4}$  до  $10^{-1}$  моль; 695–1295 К – дальнейший рост до их первоначальных значений. При 595 К также последовательно начинают появляться димеры:  $Cs_2$ ,  $K_2$ ,  $Na_2$ , Cs-K, Cs-Na и K-Na в количестве  $10^{-4}$ – $10^{-3}$  моль. С повышением температуры до 845 К содержание всех этих соединений растет до  $10^{-2}$  моль с одинаковой динамикой. В интервале температур 845–1295 К наблюдается дальнейший рост количества рассматриваемых димеров до  $10^{-1}$  моль, а затем понижение до  $10^{-2}$  моль (табл. 3 и рис. 3). Полученные результаты расчета согласуются с литературными данными об образовании двухатомных молекул щелочных металлов при сублимации [7], причем, атомы могут быть одноименными (для чистых металлов) или разноименными (для сплавов или интерметаллических соединений) [8].

**Система эвтектический сплав Na-K-Cs – кислород.** Состав конденсированной и газовой фаз системы тройного эвтектического сплава щелочных металлов натрия, калия, цезия и кислорода в области температур 195–1295 К и при давлении  $1 \cdot 10^5$  Па, полученный на основе термодинамического расчета, представлен в табл. 4 и на рис. 4, 5.

В конденсированной фазе в интервале температур 195–845 К присутствуют следующие компоненты: Na – 1,5660 моль, K – 5,5850 моль, Cs – 5,6110 моль, что приблизительно соответствует начальному составу тройного сплава, и оксид натрия  $Na_2O$  в количестве  $\sim 2 \cdot 10^{-4}$  моль. Резкое понижение содержания Na, K и Cs отмечается при 895 К. Содержание  $Na_2O$  в конденсированной фазе остается постоянным

Таблица 4

**Состав продуктов взаимодействия системы эвтектический сплав - кислород: Cs (5,6090 моль); K (5,5890 моль); Na (1,5660 моль); O<sub>2</sub> (1 · 10<sup>-4</sup> моль)**

Фаза	T, K	v, моль	Компонент системы
Конденсированная	195 – 795	>1	Na, K, Cs
		2 · 10 <sup>-4</sup>	Na <sub>2</sub> O
	845	>1	Na, K
	895	~ 10 <sup>-4</sup>	Na, K, Cs Na <sub>2</sub> O
	945– 1295	< 10 <sup>-4</sup>	Na, K, Cs
	995 – 1095	~ 10 <sup>-4</sup>	Na <sub>2</sub> O
Газовая	195 – 845	< 10 <sup>-4</sup>	Na, K, Cs, K–Na, Cs–Na, Cs–K, Na <sub>2</sub> , K <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub> O
		< 10 <sup>-4</sup>	Na, K–Na, Cs <sub>2</sub> O, Cs–Na, Cs–K, Na <sub>2</sub> , K <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub>
	895	~ 10 <sup>-4</sup>	K, Cs
		< 10 <sup>-4</sup>	Cs <sub>2</sub> O
	945 – 1045	10 <sup>-2</sup> – 5,0933	Na <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub> , Cs–Na, K–Na, K <sub>2</sub> , Cs–K, Na, K, Cs
		~10 <sup>-4</sup>	Cs <sub>2</sub> O
	1095 – 1295	~10 <sup>-2</sup>	Cs <sub>2</sub> , K <sub>2</sub> , Na <sub>2</sub> , Cs–Na, K–Na
		10 <sup>-1</sup> – 5,4200	K <sub>2</sub> , Cs–K, Na, K, Cs

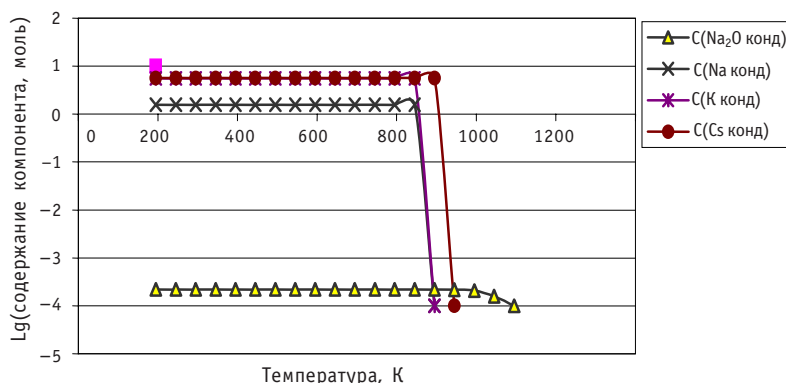


Рис. 4. Состав конденсированной фазы продуктов взаимодействия системы эвтектический сплав щелочных металлов – кислород

ным и соответствует стехиометрическим величинам (количество оксида натрия определяется начальным содержанием кислорода в системе – 1·10<sup>-4</sup> моль). При 945 K в конденсированной фазе наблюдается незначительное уменьшение содержания Na<sub>2</sub>O по сравнению с его содержанием при начальных условиях.

Для полного окисления Na, K и Cs до оксидов Na<sub>2</sub>O, K<sub>2</sub>O, Cs<sub>2</sub>O необходимо 6,3820 моль кислорода. В системе изначально присутствовало 1·10<sup>-4</sup> моль кислорода, что значительно меньше количества, требуемого для полного окисления всех металлов.

На основании термодинамических показателей (табл. 6) наиболее выгодно образование оксида натрия, что и подтверждают расчеты. В интервале температур от 1095 до 1295 K все компоненты системы находятся в количестве 10<sup>-4</sup> моль и менее.



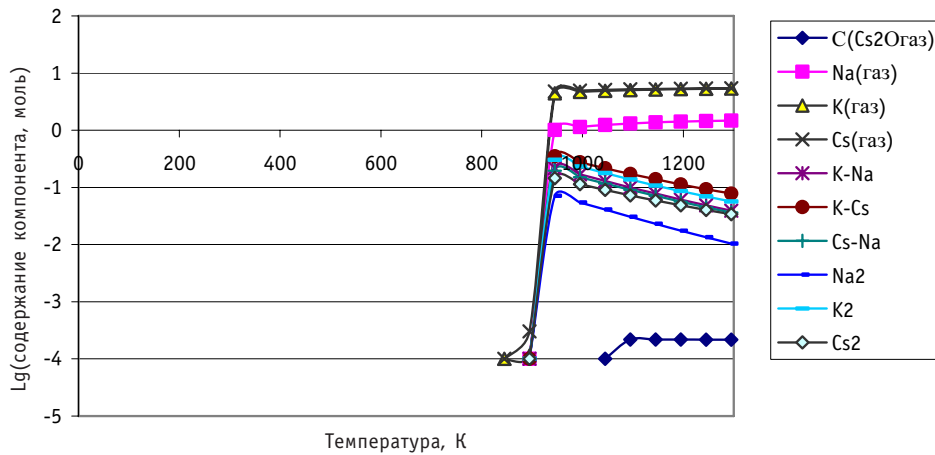


Рис. 5. Состав газовой фазы продуктов взаимодействия системы эвтектический сплав щелочных металлов - кислород

В газовой фазе на интервале температур 195–845 К обнаруживаемые компоненты системы находятся в количестве  $< 10^{-4}$  моль. При 895 К появляются пары металлов K и Cs на уровне  $\sim 10^{-4}$  моль. При повышении температуры от 945 до 1045 К содержание  $Cs_2O$  остается на первоначальном уровне, а компоненты:  $Na_2$ ,  $Cs_2$ , Cs-Na, K-Na,  $K_2$ , Cs-K, Na, K, Cs появляются в системе в порядке возрастания их содержания. В интервале температур 1095–1295 К содержание  $Cs_2O$  поднимается до  $\sim 10^{-4}$  моль, при этом димеры  $Cs_2$ ,  $K_2$ ,  $Na_2$ , Cs-Na, K-Na находятся в системе примерно на том же уровне, а компоненты  $K_2$ , Cs-K, Na, K, Cs – в системе в порядке возрастания их содержания. Причем, количество Na, K и Cs достигает их первоначальных значений, т.е. при 1295 К практически все компоненты сплава переходят в газовую фазу.

**Система эвтектический сплав Na-K-Cs – влажный воздух.** Состав конденсированной и газовой фаз системы тройного сплава щелочных металлов и влажного воздуха в интервале температур 195–1295 К и при давлении  $1 \cdot 10^5$  Па, полученный на основе термодинамического расчета, представлен в табл. 5.

В конденсированной фазе при заданном давлении присутствуют щелочные металлы, а также их оксиды, гидроксиды, гидриды и карбонаты (табл. 5, рис. 6). Содержание оксида натрия остается практически неизменным (от 0,3850 моль при 195 К до 0,3841 моль при 1295 К); содержание оксидов калия и цезия также практически не изменяется в интервале температур от 195 К до 645 К: 0,3848–0,3843 моль и 0,3846–0,3842 моль соответственно. Содержание гидроксидов калия, натрия и цезия снижается от 0,0538 до  $10^{-4}$  моль в интервале температур от 195 К до 595, 695 и 495 К. Содержание гидридов калия, натрия и цезия в интервале температур 395–645 К остается практически неизменным и составляет значения 0,0042; 0,0041; 0,0039 моль соответственно. Содержание карбонатов рассматриваемых металлов определяется количеством  $CO_2$  в исходной системе и составляет значения  $(1-4) \cdot 10^{-4}$  моль в интервале температур 245–795 К. В интервале температур 195–895 К содержание щелочных металлов Na, K, Cs практически постоянно и резко уменьшается при температурах 1145, 1095 и 995 К соответственно.

Газовая фаза состоит из паров одноатомных металлов и их одно- и разноименных димеров, оксидов калия и цезия, карбонатов металлов, водорода, азота и углекислого газа. Содержание азота остается неизменным во всем температурном интервале на начальном уровне; содержание водорода изменяется от 0,0248 моля до 0,0804 в интервале температур 495 – 1295 К. В температурном интервале 645–

Таблица 5

**Состав продуктов взаимодействия системы  
тройной сплав – влажный воздух: Cs (5,3910 моль); K (5,3540 моль);  
Na (1,5050 моль); N<sub>2</sub> (2,0830 моль); O<sub>2</sub> (0,6170 моль);  
CO<sub>2</sub> (4 · 10<sup>-4</sup> моль); H<sub>2</sub>O (0,0804 моль)**

Фаза	T, К	v, моль	Компонент системы
Конденсированная	195 – 345	~ 1	Na, K, Cs
		~ 10 <sup>-1</sup>	Na <sub>2</sub> O, K <sub>2</sub> O, Cs <sub>2</sub> O
		10 <sup>-2</sup> – 10 <sup>-4</sup>	NaOH, KOH, CsOH, Cs <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>
		< 10 <sup>-4</sup>	NaH, KH, CsH
	395 – 495	~ 1	Na, K, Cs
		~ 10 <sup>-1</sup>	Na <sub>2</sub> O, K <sub>2</sub> O, Cs <sub>2</sub> O
		10 <sup>-2</sup> – 10 <sup>-4</sup>	NaOH, KOH, NaH, KH, CsH, Cs <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>
		< 10 <sup>-4</sup>	CsOH
	545 – 745	~ 1	Na, K, Cs
		10 <sup>-1</sup> – 10 <sup>-4</sup>	Na <sub>2</sub> O, K <sub>2</sub> O, Cs <sub>2</sub> O, K <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>
		< 10 <sup>-4</sup>	NaOH, KOH, CsOH, NaH, KH, CsH, Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> , Cs <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>
	795 – 995	~ 1	Na, K
		~ 10 <sup>-1</sup>	Na <sub>2</sub> O, Cs <sub>2</sub> O
		10 <sup>-2</sup>	Na
		< 10 <sup>-4</sup>	K <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> , Cs
	1045 – 1295	1 – 10 <sup>-4</sup>	Na, K, Na <sub>2</sub> O
Газовая	195 – 1295	2,0830	N <sub>2</sub>
	195 – 245	~ 10 <sup>-4</sup>	CO <sub>2</sub>
	495 – 695	~ 10 <sup>-2</sup>	H <sub>2</sub> , Cs
		< 10 <sup>-4</sup>	Cs <sub>2</sub> O, K <sub>2</sub> O, Na
	695 – 895	~ 10 <sup>-1</sup>	H <sub>2</sub> , K, K <sub>2</sub> O, Cs <sub>2</sub> O
		10 <sup>-2</sup> – 10 <sup>-4</sup>	Na, Cs, Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> , K <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>
		< 10 <sup>-4</sup>	K–Na, Cs–Na, Cs–K, Na <sub>2</sub> , K <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>
	995 – 1295	10 <sup>-1</sup> – 5,2360	H <sub>2</sub> , Na, K, Cs
		10 <sup>-1</sup> – 10 <sup>-2</sup>	K–Na, Cs–Na, Cs–K, Na <sub>2</sub> , K <sub>2</sub> , Cs <sub>2</sub>
		~ 10 <sup>-4</sup>	Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> , K <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>
< 10 <sup>-4</sup>		K <sub>2</sub> O, Cs <sub>2</sub> O	

1295 К присутствуют карбонаты щелочных металлов на уровне ~ 10<sup>-4</sup> моля. В интервале температур от 445 до 1295 К находятся пары металлов (одноатомных, одно- и разноименных димеров). Содержание паров одноатомных металлов изменяется от ~ 10<sup>-4</sup> до 0,6665 (Na); 5,2177 (K); 5,2360 (Cs) моля; содержание паров димеров Na-K, Na-Cs, K-Cs – от ~10<sup>-4</sup> (при 895 К) до 0,0312; 0,0275 и 0,0505 моля соответственно. Одноименные димеры Na<sub>2</sub>, K<sub>2</sub>, Cs<sub>2</sub> существуют в интервале температур 895 – 1295 К и их содержание возрастает от ~10<sup>-4</sup> до 0,0056; 0,0271; 0,0385 моля соответственно. Также в газовой фазе присутствуют оксиды калия и цезия на постоянных уровнях в области температур 695–895 К. Следует заметить, что образование в системе водорода при температуре выше 495 К может создать опасность, т.к. водород при определенных условиях может воспламениться (например, при

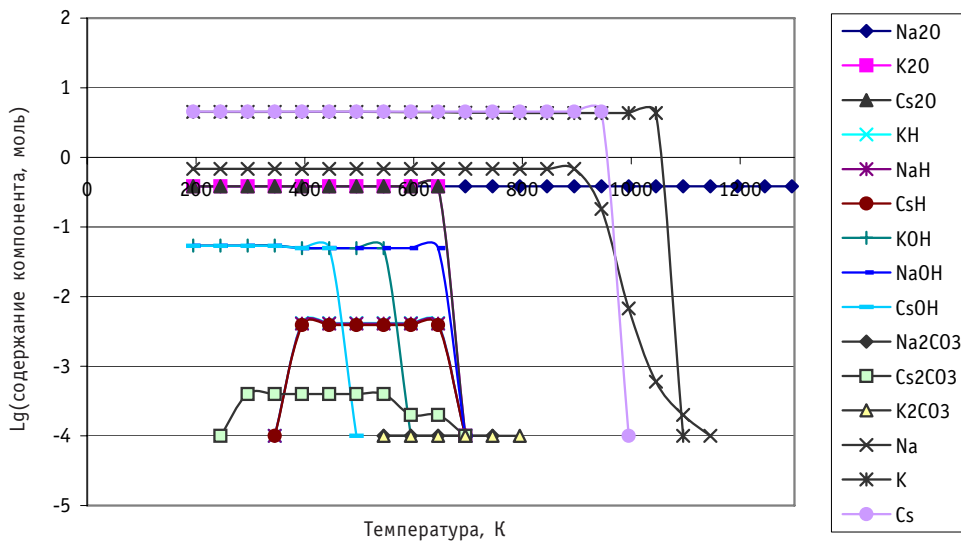


Рис. 6. Состав конденсированной фазы продуктов взаимодействия системы эвтектический сплав щелочных металлов – влажный воздух

высокой влажности воздуха, в замкнутых объемах и т.д.), что требует применения мер безопасной работы.

Расчетные показатели состава конденсированной и газовой фаз рассмотренных систем удовлетворительно согласуются с литературными данными. Известно [8], что в паровой фазе одноатомные щелочные металлы преобладают над ди- и многоатомными молекулами этих металлов, что согласуется с результатами проведенного расчета. Расчеты показали, что в конденсированной фазе присутствуют гидроксиды металлов, которые являются легкоплавкими веществами (температура плавления гидроксида цезия составляет 545,00 К, гидроксида калия 653,00 К и гидроксида натрия 593,00 К). Динамика образования и разложения продуктов взаимодействия компонентов систем на основании расчета соответствует их физическим свойствам по литературным данным [11].

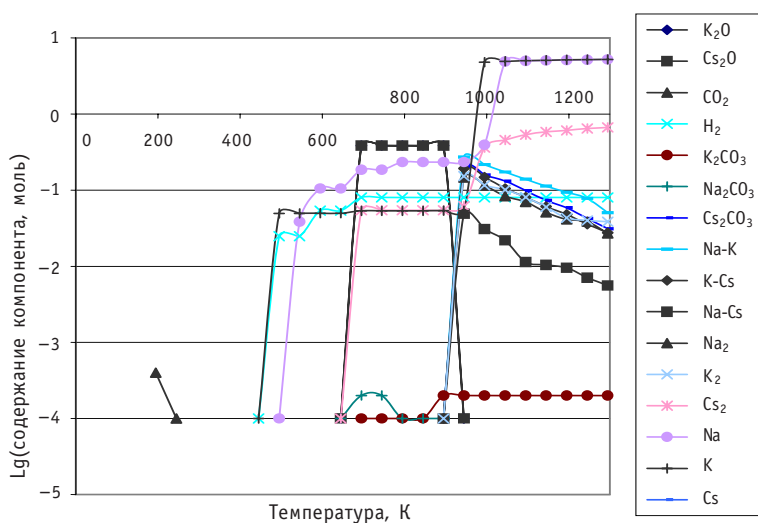


Рис. 7. Состав газовой фазы продуктов взаимодействия системы эвтектический сплав щелочных металлов – влажный воздух

Полученные данные термодинамического расчета системы тройной сплав щелочных металлов эвтектического состава – компоненты влажного воздуха подтверждают предполагаемую гипотезу о наличии в конденсированной фазе продуктов образования, которые являются легкоплавкими соединениями ( $\text{CsOH}$ ,  $\text{KOH}$ ,  $\text{NaOH}$ ) и имеют высокую плотность (табл. 6). Отсутствие продуктов окисления компонентов эвтектического сплава в газовой фазе рассматриваемой системы также подтверждается литературными данными о высокой растворимости кислорода в цезии [9, 10] и образованием в системе цезий – кислород субоксидов цезия ( $\text{Cs}_7\text{O}$ ,  $\text{Cs}_4\text{O}$ ,  $\text{Cs}_7\text{O}_2$ ,  $\text{Cs}_3\text{O}$ ), которые являются легкоплавкими соединениями и при темпера-

Таблица 6

**Основные показатели физико-химических и термодинамических свойств исходных компонентов и продуктов взаимодействия систем эвтектический сплав щелочных металлов – водород, кислород, влажный воздух [11]**

Компонент	Свойства						
	$\rho$ (при н.у.), г/см <sup>3</sup>	Температура плавл., К	Температура кипения, К	Температура возгонки, К	Температура разложения, К	T (P=1 мм рт.ст.), К	$\Delta H^\circ$ , кДж · моль <sup>-1</sup>
Na	0,970	370,80	1156,00	–	–	712,0	0 (тв.)
K	0,862	336,55	1049,00	–	–	617,0	0 (тв.)
Cs	1,900	301,50	963,00	–	–	551,0	0 (тв.)
Na <sub>2</sub> O	2,27	–	–	1548	–	–	–416,0
K <sub>2</sub> O	2,32	–	–	–	573	–	–363,2
Cs <sub>2</sub> O	4,36	788,00	–	–	>633	–	–317,6
NaH	1,380	–	–	–	573	–	–56,4
KH	1,47	–	–	–	673	–	–63,4
CsH	–	–	–	–	–	–	–
NaOH	2,130	593,00	16,51	–	–	–	–425,6
KOH	2,120	653,00	1593,00	–	–	991	–425,8
CsOH	3,680	545,00	–	673	–	–	–406,7
Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>	2,530	1125,00	–	–	–	–	–1131,0
K <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>	2,430	1164,00	–	–	–	–	–1146,1
Cs <sub>2</sub> CO <sub>3</sub>	–	–	–	–	883	–	–
N <sub>2</sub>	1,251	63	77,2	–	–	47,0	0
O <sub>2</sub>	1,429	54,2	90,93	–	–	54,0	0
H <sub>2</sub>	0,0899	13,81	20,23	–	–	9,4	0
CO <sub>2</sub>	1,977	216,4	81,5	–	–	47,0	–110,52

Примечание:

$\Delta H^\circ$  – стандартная мольная энтальпия образования;

$\rho$  – плотность соединений и простых веществ при нормальных условиях;

T (P=1 мм рт.ст.), K – температура, при которой давление насыщенного пара вещества равно 1 мм рт. ст.

туре выше 437 К переходят в устойчивое соединение  $Cs_2O$ , плотность которого превышает плотность сплава в 3 раза. Представленные результаты являются первым шагом расчетного обоснования механизма окисления невоспламеняющихся сплавов щелочных металлов.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

На основании термодинамического расчета определены состав и содержание компонентов конденсированной и газовой фаз систем: эвтектический сплав натрия, калия, цезия – водород, кислород и влажный воздух.

Показано, что конденсированная фаза системы тройной сплав – водород состоит из жидких щелочных металлов с начальным соотношением компонентов до температуры 845 К, гидридов калия и натрия; газовая фаза системы – в основном из паров металлов (одноатомных, одно- и разноименных димеров), их гидридов и водорода в области температур 195–1295 К. Конденсированная фаза системы эвтектический тройной сплав натрия, калия, цезия – кислород состоит из жидких щелочных металлов с начальным соотношением компонентов до температуры 845 К и оксида натрия в рассмотренном интервале температур; газовая фаза системы – в основном из паров металлов (одноатомных, одно- и разноименных димеров) и оксида Cs в области температур 195–1295 К. Конденсированная фаза системы тройной сплав – влажный воздух состоит из жидких щелочных металлов, их оксидов, гидроксидов, карбонатов и гидридов; газовая фаза этой системы – в основном из паров металлов (одноатомных, одно- и разноименных димеров), оксидов калия и цезия, водорода и углекислого газа в области температур 195–1295 К. Расчетные показатели состава конденсированной и газовой фаз рассмотренных систем удовлетворительно согласуются с литературными данными.

Полученные данные термодинамического расчета системы тройной сплав щелочных металлов эвтектического состава – компоненты влажного воздуха подтверждают предполагаемую гипотезу аномального окисления невоспламеняющихся сплавов образованием легкоплавкой системы продуктов окисления сплавов и перераспределением кислорода между компонентами в конденсированной фазе. Так, результаты расчета показывают наличие в конденсированной фазе продуктов образования, которые являются легкоплавкими соединениями ( $CsOH$ ,  $KOH$ ,  $NaOH$ ,) и имеют высокую плотность по сравнению с металлами. Отсутствие продуктов окисления в газовой фазе рассматриваемой системы также подтверждается литературными данными о высокой растворимости кислорода в цезии и образованием в системе цезий – кислород субоксидов цезия ( $Cs_7O$ ,  $Cs_4O$ ,  $Cs_7O_2$ ,  $Cs_3O$ ,), которые являются легкоплавкими соединениями и при температуре выше 437 К переходят в устойчивое соединение  $Cs_2O$ , плотность которого превышает плотность сплава в 3 раза.

Исследование такого явления может иметь как научный, так и практический интерес. Для практического применения этих сплавов важно знание критических параметров существования воспламеняющихся и невоспламеняющихся сплавов, а также механизма их окисления, что позволит целенаправленно выбирать композиции на основе щелочных металлов в качестве теплоносителей с меньшей экологической опасностью.

### **Литература**

1. Казачковский О.Д., Старков О.В., Кочеткова Е.А. и др. Некоторые особенности сплавов систем натрий-калий-цезий // Атомная энергия. – 1992. – Т. 73. – Вып. 6.
2. Старков О.В., Кочеткова Е.А., Богданович Н.Г., Сулим Е.В., Левченко В.Е., Чукарина Н.П.

- А. С. SU №1508589 А1. Способ приготовления сплавов системы натрий-калий-цезий. 11 февраля 1988 г.
3. Кочеткова Е.А., Богданович Н.Г., Левченко В.Е., Сулим Е.В. и Чукарина Н.П. А.С. SU №1753724 А1. Устройство для получения сплавов натрий-калий-цезий. 23 октября 1990 г.
4. Старков О.В., Казачковский О.Д., Кочеткова Е.А., Богданович Н.Г., Сулим Е.В., Левченко В.Е. А. С. SU №1605558 А1. Сплав щелочных металлов. 21 марта 1988 г.
5. Метод, универсальный алгоритм и программа термодинамического расчета многокомпонентных гетерогенных систем/Труды МВТУ №268. – М.: МВТУ, 1978.
6. Синярев Г.Б., Ватолин Н.А., Трусов Б.Г. и др. Применение ЭВМ для термодинамических расчетов металлургических процессов. – М.: Наука, 1982.
7. Угай Я.А. Общая химия. – М.: Высшая школа, 1984.
8. Сайто К., Хаякава С., Такеи Ф., Ямадера Х. Химия и периодическая таблица. – М.: Мир, 1982.
9. Handbook of Thermodynamic and Transport Properties of Alkali Metals. International Union of Pure and Applied Chemistry. Chemical Data Series №3/Editor: Roland W. Ohse. Oxford, London, Edinburgh, Blackwell Scientific Publications, 1985.
10. Богданович Н.Г., Сулим Е.В., Шумская В.Д. Цезий. Свойства и методы определения газообразующих примесей: Обзор ФЭИ-0198. – М.: ЦНИИатоминформ, 1985. – 28 с.
11. Рабинович В.А., Хавин З.Я. Краткий химический справочник. – Л.: Химия, 1978.

Поступила в редакцию 25.04.2007

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### **УДК 621.039.56**

*Vibrating Explorations of VVER-Type Fuel Assembly on Design Stages, Commissioning Assigned and Prolonged of Maintenance Terms* \ G.V. Arkadov, A.I. Trofimov, A.I. Usanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 12 pages, 1 table, 8 illustrations. – References – 11 titles.

The justification of necessity of vibrating explorations of VVER-type fuel assembly on design stages, commissioning and in an operating period is carried out. The results of vibrating explorations of VVER-type fuel assembly at all stages of their biotic cycle are reduced.

### **УДК 621.039.5**

*Definition Technique Method and Variates Parameters of Distributions on the Objectives Nuclear Energy Technology Service Data* \ Yu.V. Volkov, D.S. Samohin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 7 illustrations. – References – 12 titles.

The distribution law was found for several varieties (for example, equipments failure time). Data analysis was done for VVR-c reactor emergency shutdown. Two different approaches was presented for distribution functions (form and evaluation) of service data. The advantages of presented and disadvantages of traditional methods was shown.

### **УДК 621.039.586: 531.781**

*Technique of Dynamic and Static Strains in Tubing of Atomic Power Station on a Base of Effect of Change of Electrical Resistance* \ A.I. Trofimov, V.V. Hudasko, A.V. Egorov, M.A. Trofimov, V.G. Malynkin, A.N. Albutov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 7 pages, 2 tables, 6 illustrations. – References – 5 titles.

In work the technique of dynamic stresses in metal of circuital tubing and other elements of constructions APS, originating is offered at shock effects of the heat-transfer medium. The method grounded on effect of change of electrical resistance of metal at shock loads. The theoretical and experimental basis of a method is reduced.

### **УДК 502.3: 546.42**

*Biological Migration of Radionuclides in Ecosystem of the Yenisei River and Estimation of Doses to Aquatic Biota* \ A.I. Kryshev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 3 tables, 3 illustrations. – References – 21 titles.

A model for estimation of radionuclide accumulation in freshwater organisms was developed. The model was applied to evaluate bioaccumulation and biological migration of radionuclides on the different levels of the Yenisei River ecosystem. Specific features of radionuclide accumulation in different ecological groups of the Yenisei fish was analyzed, including predatory and non-predatory species; model estimates of biological transfer of radionuclides by migratory fish species have been performed. Internal doses to aquatic organisms from radionuclides incorporated in organs and tissues were calculated. Maximum levels of internal exposure to the Yenisei biota took place in 1975 – 1980 and were in range 11 – 63 mGy/day. Internal exposure of the Yenisei biota was caused for the most part by  $^{32}\text{P}$ , which contributed about 95% to the internal dose.



**УДК 621.039:58**

*Nuclear Safety Features of Reactor MIR during the Experiments on Simulation of Emergency and Transient Conditions of Water-Cooled Reactors/ V.V. Kalygin, A.P. Malkov. Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear power engineering) Obninsk, 2007, – 7 pages, 6 illustrations. – References, 6 titles.*

The results of the experimentally study of the influence of different factors, determining neutronic conditions of fuel testing, on the value of the reactivity effect at dehydration of the loop channel of the MIR reactor are presented. The experiments were performed in the critical assembly – physical mock-up of the MIR reactor. The general regularities of the reactivity effect have been revealed. The ways of correction of the reactivity effect value were studied in order to apply the results obtained in the critical assembly to the reactor.

**УДК 621.039.51**

*Using of Reduced-Order Model to Reactor VVER-1000 Core Energy Release Field Recovery by Out-Core Neutron Detectors \N.O. Ryabov, A.A. Semenov, N.V. Schukin, V.S. Kharitonov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 8 pages, 1 table, 5 illustrations. – References – 5 titles.*

The approach to core energy release field recovery by out-core neutron detectors is proposed. The approach is based on reduced-model build technique. One includes the using of precision VVER-1000 core model, principal component analysis and minimal subset selection method. In article the result of the test calculations is represented. That result shows that proposed approach can be successfully used on practice.

**УДК 519.67: 621.039.75**

*Estimation of the Accumulation of Radionuclides in the Different Zones of Model of the Single Fracture \ P.V. Amosov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 7 pages, 1 table, 1 illustration. – References – 5 titles.*

Methodical approach, allowing execute the estimation of the accumulation fissile material in different zone of the models of the single fracture, is described. On example long-lived isotopes ( $^{239}\text{Pu}$  and  $^{235}\text{U}$ ) is executed estimation of their contents in different zone of the models for broad range of values the main parameters to model.

**УДК 621.039.543.6**

*Proliferation Risk Assessment in Fuel Cycles with Extended Plutonium Breeding \V.V. Korobeynikov, B.B. Tikhomirov, A.N. Chebeskov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 8 illustrations. – References – 5 titles.*

Calculation study has been carried out to analyze the proliferation resistance of different scenarios of nuclear fuel cycle organization. Scenarios of stable and developing nuclear power were considered with involvement of thermal and fast reactors. The attention was paid mainly to the cycles with extended plutonium breeding on the basis of fast reactor technology, and to the schemes of fuel cycle organization allowing to minimize the proliferation risk.

**УДК 621.039.73**

*Conditioning Concentrated Liquid Radwaste of NPP with Use of Sorption, Crystallization and Cementation Processes \T.O. Mischevets, N.G. Bogdanovich, E.Y. Konovalov, E.A. Grushicheva, G.N. Petrukhina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 12 pages, 5 tables, 4 illustrations. – References – 7 titles.*

The main goal of the work was the experimental study of a non-conventional way of conditioning concentrated liquid radioactive waste (CLRW) by evaporation of solution on inorganic porous carrier with subsequent immobilization of the product into geocement rock. Presented are the data on the

choice of material most effective as sorbent-carrier for evaporating on it of CLRW solutions; the assessment of radiochemical purity of the condensate formed at evaporating of concentrated liquid radioactive wastes; on kinetics of cesium and strontium sorption; the investigation of the quality of the end product the sorption-crystallization concentrate; and on the quality of produced geocement rock specimens.

**УДК 621.039.534**

*Experimental Study of Friction and Wear Bearing of the Slide in Ambience Hightemperature Leaden and Lead-Bismuth Coolants* \A.V. Beznosov, A.V. Nazarov, A.A. Molodcov, T.A. Bokova, O.O. Novozhilova, S.U. Savinov, V.L. Khimich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 7 illustrations. – References – 1 title.

Results experimental are presented and is settlement – theoretical researches of characteristics of bearings of sliding in the environment lead, lead-bismuth and lead-lithium of heat-carriers.

**УДК 621.039.56**

*The Pressurized Water Heated Steam Generators Damageability Analysis from the Point of the Controlled Lifetime Prolongation till the Replacement* \O.L. Tashlykov, S.Ye. Sheklein, A.A. Kadnikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 4 illustrations. – References – 10 titles.

The NPP lifetime prolongation urgency and the steam generators role in the problem solution is shown. The NPP with pressurized water reactors steam generators damageability is analyzed and the unsolved problems are designated. The heat exchange tubes damageability influential role in the steam generator lifetime support is shown. The positive examples of the steam generator lifetime control are brought. The steam generators replacement necessity for NPP with VVER-1000 units lifetime prolongation is exposed.

**УДК 621.039.534**

*Experimental Research Heat Transfer in the Starting Regime of the Energy Plant* \U.G. Volodin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 6 pages, 4 illustrations. – References – 10 titles.

By experimental research heat transfer get what the great temperature heat carrier guide laminaration the turbulent boundary layer (TBL) by cause from the temperature difference.

**УДК 621.039.586**

*Uncertainty Evaluation of the Results of the Calculation of the Large Break of Loss of Coolant Accident Experiment* \V.I. Melikhov, O.I. Melikhov, Yu.V. Parfenov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 1 table, 8 illustrations. – References – 10 titles.

The objective of the research was to evaluate uncertainty and perform sensitivity analysis for the results of the ATHLET calculation of the large break loss of coolant accident test performed at the BC V-213 test facility (EREC). The uncertainty evaluation and sensitivity analysis were performed on the basis of the statistical methodology of GRS. The uncertainty ranges for calculated pressure and temperature dependencies were calculated. Experimental pressure and temperature dependencies are located within the calculated uncertainty range for the largest part of the experimental period. The sensitivity analysis was performed for the value of the maximum flow rate of the coolant discharged in relation to the code input parameters.

**УДК 621.039.534**

*Substantiation of Equilibrium Condition of Systems an Eutectic Alloy of Sodium, Potassium, Cesium and Components of Damp Air, Hydrogen, Oxygen on the Basis of the Thermodynamic Analysis* \E.V. Sulim, O.V. Starkov, N.G. Bogdanovich, A.N. Vasilyeva, E. A. Kochetkova, V.E. Levchenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 13 pages, 6 tables, 7 illustrations. – References – 11 titles.

Object of the present researches are heat-transfer alloys of alkaline metals of sodium, potassium and cesium. It was found out that some alloys of this system could oxidize in the ambient air without intensive aerosol formation, flame and temperature increase. With the purpose of a substantiation of the mechanism of oxidation of unflammable alloys of alkaline metals the thermodynamic account of equilibrium condition of systems: the unflammable ternary eutectic alloy of sodium, potassium, cesium and components of damp air, hydrogen, of oxygen is carried out in an interval of temperatures 195 – 1295 K. Structure and contents of components of the condensed and gas phases of researched systems are determined. The results of thermodynamic account confirm the hypothesis, offered by the authors, of abnormal oxidation of unflammable alloys by formation of the fusible system of products of oxidation of alloys and redistribution of oxygen between components in the condensed phase. The received results have practical importance for the further substantiation of critical parameters of existence of inflammable and unflammable alloys, that will allow purposefully to choose compositions on the basis of alkaline metals as reactor coolants with smaller ecological danger.

## НАШИ АВТОРЫ

**Албутов А.Н.** – студент 3 курса ОИАТЭ.

**Амосов П.В.** – к.т.н., с.н.с. Горного института КНЦ РАН, доцент кафедры теплофизики Кольского филиала Петрозаводского государственного университета.

**Аркадов Г.В.** – к.т.н., генеральный директор открытого акционерного общества «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации АЭС» (ОАО «ВНИИАЭС»). Область научных интересов: автоматизированные системы управления технологическими процессами АЭС, мониторинг и диагностика оборудования АЭС.

**Богданович Н.Г.** – к.х.н., ведущий научный сотрудник лаборатории химии и радиохимии ГНЦ РФ-Физико-энергетического института (ГНЦ РФ-ФЭИ). Закончила Московский государственный университет. Область научных интересов: аналитическая химия и технология жидкометаллических теплоносителей; обращение с радиоактивными отходами. Автор более 70 статей и научно-технических отчетов.

**Васильева А.Н.** – н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. В 1994 г. закончила Обнинский институт атомной энергетики. Область научных интересов: экология, радиационная безопасность окружающей среды.

**Грушичева Е.А.** – инженер-технолог I кат. химии и радиохимии ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Егоров А.В.** – аспирант кафедры АКид ОИАТЭ.

**Кадников А.А.** – заместитель генерального директора ПО «Атоэнергоремонт».

**Коновалов Э.Е.** – к.х.н., ведущий научный сотрудник лаборатории химии и радиохимии ГНЦ РФ-ФЭИ. Закончил Ленинградский государственный университет. Область научных интересов: химия, радиохимия и технология жидкометаллических теплоносителей; иммобилизация высокоактивных отходов. Автор более 120 статей и научно-технических отчетов.

**Кочеткова Е.А.** – с.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. В 1951 г. закончила Ивановский химико-технологический институт. Область научных интересов: разработка систем контроля защитных сред жидкометаллических теплоносителей.

**Левченко В.Е.** – ведущий инженер-технолог ГНЦ РФ-ФЭИ. В 1962 г. закончил Харьковский авиационный институт. Область научных интересов: технология жидкометаллических теплоносителей.

**Малынкин В.Г.** – к.т.н., доцент кафедры материаловедения ОИАТЭ.

**Мелихов О.И.** – д.ф.-м.н., заместитель генерального директора по науке – начальник теплофизического отделения ФГУП «Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций».

**Мелихов В.И.** – д.т.н., начальник лаборатории вычислительной термогидродинамики ФГУП «Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций».

**Мишевец Т.О.** – научный сотрудник лаборатории химии и радиохимии ГНЦ РФ-ФЭИ. Закончила Обнинский институт атомной энергетики. Область научных интересов: переработка жидких радиоактивных отходов.

**Парфенов Ю.В.** – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник лаборатории вычислительной термогидродинамики ФГУП «Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций».

**Петрухина Г.Н.** – инженер I кат. химии и радиохимии ГНЦ РФ-ФЭИ.

**Старков О.В.** – д.т.н., профессор, главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. В 1957 г. закончил Московский химико-технологический институт им. Д.И. Менделеева. Область научных интересов: коррозия и защита металлов, обращение с радиоактивными отходами.

**Сулим Е.В.** – ведущий инженер-технолог ГНЦ РФ-ФЭИ. В 1978 г. закончила Московский институт тонкой химической технологии им. М.В. Ломоносова. Область научных интересов: химия и технология щелочных металлов, ядерная медицина.

**Ташлыков О.Л.** – к.т.н., доцент кафедры «Атомная энергетика». Закончил Томский политехнический институт в 1978 году. Область научных интересов: оптимизация ремонтных работ на АЭС, снижение облучаемости ремонтного персонала.

**Трофимов А.И.** – д.т.н., профессор кафедры АКид, академик РАЕН.

**Трофимов М.А.** – д.т.н., доцент кафедры АКид.

**Усанов А.И.** – заместитель генерального директора ОАО «ВНИИАЭС». Область научных интересов: мониторинг и диагностика оборудования АЭС, управление сроком службы АЭС.

**Худаско В.В.** – к.т.н., с.н.с. кафедры АКид.

**Щеклеин С.Е.** – д.т.н., профессор Уральского государственного технического университета – УПИ, заведующий кафедрой «Атомная энергетика».

## OUR AUTHORS

**Albutov A.N.** – student of the OINPE.

**Amosov P.V.** – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the Mining institute, Kola Science Centre RAS, assistant professor of the Kola branch of Petrozavodsky State University.

**Arkadov G.V.** – Cand. Sci. (Engineering), General director of Joint stock company «All-Russian Research Institute for Nuclear Power Plants Operation» (VNIIAES). Scientific interests: NPP instrumentation & control systems, NPP monitoring & diagnostic systems.

**Bogdanovich N.G.** – Cand. Sci. (Chem.), leading researcher of the State Scientific Center of Russian Federation-Institute of Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE). Graduated from the Chemical faculty of the Moscow State University named after M.V. Lomonosov in 1978. Scientific interests: chemistry and technology of liquid metal alkaline reactor coolants, condition technology of radioactive wastes.

**Egorov A.V.** – post-graduate student of the automatics, control and diagnostics departments of the OINPE.

**Grushicheva E.A.** – 1st category engineer-technologist of the SSC RF-IPPE.

**Hudasko V.V.** – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the automatics, control and diagnostics departments of the OINPE.

**Kadnikov A.A.** – Deputy General Director of the «Atomenergoremont».

**Kochetkova E.A.** – senior researcher of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Ivanov Chemical-technological Institute in 1951. Scientific interests: control system elaboration of protective environments for liquid metal coolants.

**Konovalov E.Y.** – Cand. Sci. (Chem.), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Leningrad State University. Scientific interests: chemistry, radiochemistry and technology of liquid metal coolants; immobilization of high level radwaste into mineral-like matrix. Has above 120 papers, reports, inventions.

**Levchenko V.E.** – leading engineer-technologist of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Kharkov Aviation Institute in 1962. Scientific interests: technology of liquid metal reactor coolants.

**Malynkin V.G.** – Cand. Sci. (Engineering), assistant professor of the OINPE.

**Melikhov O.I.** – Dr. Sci.(Phys.-Math.), head of thermohydraulic division of the Electrogorsk Research and Engineering Center on NPP safety.

**Melikhov V.I.** – Dr.Sci. (Engineering), head of computational fluid dynamics laboratory of the Electrogorsk Research and Engineering Center on NPP safety.

**Mishevets T.O.** – researcher of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering. Scientific interests: intermediate level radwaste treatment.

**Parfenov Y.V.** – Cand. Sci.(Phys.-Math.), leading researcher of the Electrogorsk Research and Engineering Center on NPP safety.

**Petrukhina G.N.** – 1st category engineer-technologist of the SSC RF-IPPE.

**Sheklein S.Ye.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Ural State Technical University – Ural Polytechnical Institute, head of the «Nuclear Industry» department.

**Starkov O.V.** – Dr.Sci. (Engineering), Professor, head researcher of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Moscow Chemical- technological Institute named after D.Iv. Mendeleev in 1978. Scientific interests: corrosion and metal protection, radioactive waste management.

**Sulim E.V.** – leading engineer-technologist of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Moscow Institute of fine Chemical technology named after M.V. Lomonosov in 1978. Scientific interests: chemistry and technology of alkaline metals, nuclear medicine.

**Tashlykov O.L.** – Cand. Sci. (Engineering), associated professor of the department «Nuclear Industry». Graduated from the Tomsk Polytechnical Institute in 1978. Scientific interests: maintenance NPP optimization, personnel irradiation decrease.

**Trofimov A.I.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the automatics, control and diagnostics departments of the Obninsk Technical University of Nuclear Power Engineering (OINPE).

**Trofimov M.A.** – Dr. Sci. (Engineering), assistant professor of the automatics, control and diagnostics departments of the OINPE.

**Usanov A.I.** – General director Deputy of VNIIAES. Scientific interests: NPP monitoring & diagnostic systems, NPP life time management.

**Vasilyeva A.N.** – researcher of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Obninsk Institute of Nuclear and Power Engineering in 1994. Scientific interests: ecology, radiation safety of the environment.

## ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2007 г.

### I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

#### БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, В.М. Шелеметьев, А.Н. Стороженко, Р.П. Садовничий*  
Капсульные твердоэлектrolитные датчики для контроля кислорода в металлических  
расплавах и горючих газов в атмосфере ..... 1  
*В.В. Власов*
- Использование гидроагрегатов для резервирования электроснабжения  
собственных нужд АЭС ..... 2  
*В.П. Дерий, В.К. Семенов, В.С. Щербнев*
- К вопросу прогнозирования надежности и ресурса трубчатки АЭС с ВВЭР ..... 2  
*Ю.В. Волков, А.В. Соболев*
- Пример применения марковского процесса с доходами при принятии инженерных решений  
в отношении объектов ядерных технологий в условиях неопределенности  
на примере объекта «Укрытие» ЧАЭС ..... 3(1)  
*О.М. Гулина, Н.Л. Сальников*
- Методы прогнозирования ресурса теплообменного оборудования АС ..... 3(1)  
*С.П. Саакян, В.А. Острейковский, В.А. Чепурко*
- Метод обработки статистических данных о надежности оборудования в процессе  
эксплуатации атомных станций ..... 3(1)  
*С.В. Соколов, А.В. Антонов, В.А. Чепурко*
- Оценка остаточного ресурса невозстанавливаемых элементов электрооборудования  
СУЗ реактора РБМК-1000 1 блока Смоленской АЭС ..... 3(1)  
*Г.В. Токмачев*
- Подход к применению ВАБ при проектировании АЭС с реакторами ВВЭР нового  
поколения ..... 3(1)  
*А.Н. Шарковский, В.И. Аксенов, А.П. Колеватых, Н.П. Сердунь, А.А. Росляков*
- Расчетно-техническое обоснование противоаварийных процедур АЭС с ВВЭР-1000 ..... 3(1)  
*Г.В. Аркадов, А.И. Трофимов, А.И. Усанов*
- Вибрационные исследования водо-водяных энергетических реакторов на этапах  
проектирования, ввода в действие, назначенного и продленного сроков  
эксплуатации ..... 4  
*Ю.В. Волков, Д.С. Самохин*
- Метод определения вида и параметров распределений случайных величин по  
эксплуатационным данным с объектов ядерной энергетики ..... 4  
*А.И. Трофимов, В.В. Худаско, А.В. Егоров, М.А. Трофимов, В.Г. Малышкин, А.Н. Албутов*
- Метод контроля динамических и статических напряжений в трубопроводах АЭС на основе  
эффекта изменения электрического сопротивления ..... 4

#### ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- Д.В. Панкратов, В.Н. Болховитинов, М.И. Бугреев, В.Д. Куранов, Л.Д. Рябая, Г.И. Тошинский*  
Проблема полония в ядерных энергетических установках со свинцово-висмутовым  
теплоносителем ..... 1



<i>А.Н. Васильева, Г.В. Козьмин, Н.Е. Латынова, О.В. Старков, В.И. Вайзер</i> Общие закономерности загрязнения геосистем в районе размещения регионального хранилища радиоактивных отходов .....	2
<i>С.В. Пяткова, Е.В. Бахвалова, Е.И. Егорова, Г.В. Козьмин</i> Биотестирование подземных и поверхностных вод в районе хранилища отходов ядерного производства .....	2
<i>О.А. Момот, И.И. Силин, Б.И. Сынзыныс, Г.В. Козьмин</i> Оценка радиационного риска для здоровья населения при наличии трития в питьевой воде. Идентификация опасности .....	2
<i>А.Н. Васильева</i> Оценка влияния регионального хранилища радиоактивных отходов на окружающую природную среду и население .....	3(1)
<i>А.Н. Васильева, Г.В. Козьмин, В.И. Вайзер, О.В. Старков, Н.Е. Латынова</i> Оценка защитных барьеров на пути миграции радионуклидов в районе размещения хранилища радиоактивных отходов .....	3(1)
<i>А.И. Крышев</i> Биологический перенос радионуклидов в экосистеме реки енисей и оценка дозы облучения природной биоты .....	4
<b>ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ</b>	
<i>А.В. Жуков, А.П. Сорокин, А.Д. Ефанов, Ю.А. Кузина</i> Температурные режимы твэлов корабельных ядерных установок с жидкометаллическим охлаждением .....	1
<i>Е.А. Земсков</i> Концептуальные проработки ускорительно-управляемых систем со свинцово-висмутовым теплоносителем .....	1
<i>О.Г. Комлев, Н.Н. Новикова, М.М. Тревгода, Е.В. Филимонов</i> Состояние и проблемы расчетно-методического обеспечения проектных разработок реакторных установок с теплоносителем свинец-висмут .....	1
<i>В.С. Федотовский, Т.Н. Верещагина, Ю.И. Орлов</i> Модель коагуляции пузырьков, вводимых струйным инжектором в поток тяжелого жидкометаллического теплоносителя .....	1
<i>Д.А. Камаев, В.В. Колесов, В.Ф. Украинцев, Д.В. Хитрик</i> Использование метода интервальных вычислений для получения оценок погрешностей характеристик топлива в процессе кампании .....	2
<i>А.Ю. Конобеев, Ю.А. Коровин, А.А. Наталенко, С.А. Осыкин, Г.Б. Пильнов, А.Ю. Станковский, А.В. Тихоненко, У. Фишер</i> Нейтронная библиотека активационных файлов «IEAF-2005» в энергетическом диапазоне от 150 МэВ до 1 ГэВ .....	2
<i>А.Л. Кочетков, И.П. Матвеевко, М.Ю. Семенов, Ю.С. Хомяков, А.М. Цибуля</i> Критические эксперименты на стенде БФС-2 в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы БН .....	2
<i>Е.Г. Куликов, А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов</i> Нейтронно-физические характеристики ( <sup>233</sup> U-Th- <sup>238</sup> U)-топлива в легководном реакторе со сверхкритическими параметрами теплоносителя .....	2
<i>А.О. Скоморохов, Д.А. Лукьянов</i> Применение метода перекомпенсации для определения местоположения негерметичных сборок в реакторах на быстрых нейтронах .....	2
<i>А.В. Тихоненко</i> Комплекс программ для расчета модели реактора теплоснабжения малой мощности в прикладном математическом пакете MATHCAD .....	2



<i>А.В. Бурукин, А.Л. Ижutow, В.В. Калыгин, В.А. Овчинников, В.Н. Шулимов</i> Методы испытаний в реакторе МИР топлива ВВЭР при переходных и аварийных режимах .....	3(1)
<i>Н.А. Виногоров, Ю.А. Грознов, Д.Н. Жуковский</i> Измерение температурного коэффициента реактивности динамическим методом в условиях нестационарной концентрации ксенона .....	3(1)
<i>А.Л. Кочетков, И.П. Матвеев, Е.В. Рожихин, А.М. Цибуля</i> Эксперименты в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы ВВЭР .....	3(1)
<i>Г.Б. Пильнов, А.В. Тихоненко</i> Статистический анализ данных для нейтронной библиотеки активационных файлов IAEA-2005 .....	3(1)
<i>А.О. Скоморохов, Д.А. Лукьянов</i> Методика локализации дефектных ТВС при проведении штатных перекомпенсаций в реакторе БН-600 .....	3(1)
<i>М.Ф. Троянов, В.И. Матвеев, М.Н. Николаев</i> Физика активных зон быстрых энергетических реакторов .....	3(1)
<i>В.В. Калыгин, А.П. Малков</i> Особенности обеспечения ядерной безопасности реактора мир при проведении экспериментов по моделированию аварийных и переходных режимов водоохлаждаемых реакторов .....	4
<i>А.А. Семенов, Н.О. Рябов, Н.В. Щукин, В.С. Харитонов</i> Использование модели малой размерности для восстановления поля энерговыделения в активной зоне по показаниям боковых ионизационных камер .....	4

#### **ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ**

<i>А.В. Зродников, А.Н. Забудько, С.В. Игнатъев, С.А. Николаев, Д.В. Панкратов, И.Е. Сомов, Г.П. Суворов, Г.И. Тошинский, Ю.Г. Драгунов, М.П. Вахрушин, В.С. Степанов, С.К. Трантин, В.А. Василенко, В.П. Журавлев, Б.В. Филатов, Р.Д. Филин</i> Проблемы и подходы к обращению с отработавшим ядерным топливом жидкометаллических реакторов атомных подводных лодок .....	1
<i>Э.Е. Коновалов, С.В. Юдинцев, Б.С. Никонов</i> Иммобилизация высокоактивных отходов в минералоподобные материалы с применением СВС-процесса .....	1
<i>И.С. Курина, В.В. Попов, В.Н. Румянцев</i> Свойства модифицированного диоксида урана .....	1
<i>П.Н. Алексеев, Е.А. Иванов, В.А. Невиница, Н.Н. Пономарев-Степной, А.Н. Румянцев, В.М. Шмелев</i> Повышение защищенности экспортных поставок топлива легководных реакторов при использовании регенерированного урана .....	3(2)
<i>А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, Г.М. Пшакин</i> Анализ влияния возможных сценариев развития ядерной энергетики на масштабы инспекционной деятельности по обеспечению режима нераспространения .....	3(2)
<i>М.Н. Бок, В.В. Коробейников, С.В. Югай, А.А. Андрианов, Ю.А. Коровин, Е.В. Федорова, Г.А. Фесенко</i> Применение программного комплекса MESSAGE для задач оптимизации двухкомпонентной структуры крупномасштабной ядерной энергетики .....	3(2)
<i>Э.Ф. Крючков, В.А. Ансэ, В.Б. Глебов, А.С. Краснобаев, А.Н. Шмелев</i> Обогащенный уран с добавлением изотопа <sup>232</sup> U: защищенность от неконтролируемого распространения .....	3(2)

<i>Г.Б. Усынин, А.А. Кравченко</i> Исследование безотходного топливного цикла РБН с шаро-насыпной активной зоной .....	3(2)
<i>И.В. Шаманин, М.Е. Силаев, С.В. Беденко, В.В. Мартынов</i> Оценка вклада реакции ( $\alpha, n$ ) в нейтронную активность отработавшей тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 .....	3(2)
<i>П.В. Амосов</i> Оценка накопления радионуклидов в различных зонах модели одиночной трещины .....	4
<i>В.В. Коробейников, Б.Б. Тихомиров, А.Н. Чебесков</i> Исследования риска распространения в циклах с расширенным воспроизводством плутония .....	4
<i>Т.О. Мишевец, Н.Г. Богданович, Э.Е. Коновалов, Е.А. Грушичева, Г.Н. Петрухина</i> Кондиционирование кубовых остатков АЭС с использованием процессов сорбции, кристаллизации и цементирования .....	4

### **ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА**

<i>Г.П. Богословская, А. Д. Ефанов, Е.Ф. Иванов, Ю.Д. Левченко, Ю.И. Орлов, А.П. Сорокин, В.С. Федотовский</i> Экспериментальные и расчетные исследования тепловых и гидродинамических процессов в модели жидкометаллического мишенного комплекса МК-1 .....	1
<i>Б.Н. Габрианович, В.Н. Дельнов</i> Гидродинамика коллекторных систем ядерных энергетических установок .....	1
<i>А.А. Ивашкевич</i> Использование модели кризиса кипения для сборок с квадратным расположением стержней .....	2
<i>П.Л. Кириллов, Ю.Д. Левченко, Ю.Ю. Штейн, Р.В. Шумский</i> Результаты исследования основных гидродинамических характеристик пароводяных потоков при высоком давлении .....	2
<i>А.В. Тихоненко</i> Модельный анализ температурных полей в многослойном сферически-симметричном устройстве .....	2
<i>В.В. Худаско, Н.С. Грачев</i> Исследования по интенсификации теплообмена на моделях парогенераторов, обогреваемых жидкими металлами .....	2
<i>Ю.М. Ашурко</i> Анализ возможных форм свободно-конвективных течений в замкнутом контуре .....	3(2)
<i>Ю.Г. Володин</i> Экспериментальное исследование теплообмена в пусковом режиме энергоустановки .....	4
<i>В.И. Мелихов, О.И. Мелихов, Ю.В. Парфенов</i> Оценка неопределенности результатов расчета эксперимента с большой течью теплоносителя .....	4

### **АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ**

<i>А.В. Безносков, А.В. Назаров, А.А. Молодцов, Т.А. Бокова, О.О. Новожилова, С.Ю. Савинов, В.Л. Химич</i> Экспериментальные исследования трения и изнашивания подшипников скольжения в среде высокотемпературных свинцового и свинец-висмутового теплоносителей .....	4
<i>О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, А.А. Кадников</i> Анализ повреждаемости парогенераторов, обогреваемых водой под давлением, с точки зрения контролируемого продления ресурса до замены парогенераторов .....	4

**МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

- Н.Г. Примаков, Г.А. Биржевой, В.А. Руденко, В.В. Казарников*  
Радиационная стойкость гидридов циркония и иттрия с добавками эрбия, бора и гадолиния ..... 1  
*Н.М. Благовещенский, Н.И. Логинов, В.А. Морозов, А.Г. Новиков, А.В. Пучков, В.В. Савостин, Д.В. Савостин, А.Л. Шимкевич*
- Исследования жидкометаллических композиций на основе свинца методом нейтронного рассеяния ..... 1  
*А.Д. Ефанов, К.Д. Иванов, П.Н. Мартынов, Ю.И. Орлов*
- Технология свинцово-висмутового теплоносителя на ЯЭУ первого и второго поколений .... 1  
*П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Симаков, В.С. Ланских, А.Ю. Чабань, Е.А. Мачула*
- Твердофазная технология регулирования кислорода в тяжелых жидкометаллических теплоносителях ..... 1  
*П.Н. Мартынов, А.М. Посаженников, И.В. Ягодкин*
- Исследование поведения аэрозолей в газовых контурах реакторных установок с тяжелым теплоносителем ..... 1  
*В.А. Морозов, А.В. Морозов*
- О состоянии примесей в жидких металлах ..... 1  
*А.В. Безносков, И.В. Каратушина*
- Экспериментальное исследование процессов, сопровождающих аварийное поступление органических соединений (масел) в свинец-висмутовый и свинцовый теплоносители ..... 3(2)  
*А.М. Святкин, В.В. Тихомиров, В.В. Яковлев, В.П. Смирнов*
- Результаты одновременного растворения  $UO_2$  и  $ZrO_2$  расплавленным циркалом ..... 3(2)  
*Е.В. Сулим, О.В. Старков, Н.Г. Богданович, А.Н. Васильева, Е.А. Кочеткова, В.Е. Левченко*
- Обоснование равновесных состояний систем эвтектического сплава натрия, калия, цезия и компонентов влажного воздуха, водорода, кислорода на основе термодинамического анализа ..... 4

**МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

- П.А. Андросенко, В.И. Белоусов, А.Г. Царина*  
Прецизионное решение задач переноса электронов методом Монте-Карло ..... 3(2)  
*П.А. Андросенко, В.И. Белоусов, А.Г. Царина*
- Моделирование методом Монте-Карло воздействия ионизирующего излучения на химический состав тканей человека ..... 3(2)  
*Д.Г. Лазаренко*
- Математическая модель для расчета теплоэлектрофизических характеристик электрогенерирующего канала ..... 3(2)  
*А.И. Перегуда, Д.А. Тимашов*
- Математическая модель процесса функционирования автоматизированного технологического комплекса «объект защиты – система безопасности» с восстанавливаемыми элементами и периодическим контролем системы безопасности ..... 3(2)  
*А.В. Тихоненко*
- Задача рассеяния для модельных потенциалов деления тяжелых ядер и комплексы программ в прикладных математических пакетах ..... 3(2)  
*Д.В. Хитрик, В.В. Колесов, Д.А. Камаев, В.Ф. Украинцев*
- Способы уменьшения погрешностей оценки концентраций нуклидов при использовании метода интервальных вычислений в задачах изотопной кинетики ..... 3(2)

<i>В.Л. Шаблов, И.А. Тырас</i> Моделирование динамики взаимодействия в конечном состоянии в ядерных реакциях с заряженными частицами .....	3(2)
<i>Н.А. Якушкин</i> Классификация бифуркационных границ в точечной модели ксеноновых колебаний .....	3(2)
<b>ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ</b>	
<i>М.А. Тулешова, В.К. Милинчук</i> Радиационная стойкость пленок бутилакрилатных каучуков .....	2
<b>ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В ЛИЦАХ</b>	
<i>Г.И. Тошинский</i> Борис Федорович Громов. От студента до крупного ученого-руководителя .....	1
<b>ИЗ ИСТОРИИ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ</b>	
<i>В.Н. Богомолов</i> Техническое диагностирование ЯЭУ. Экскурс в историю .....	1
<i>Ю.А. Коровин, В.М. Муругов</i> История МАГАТЭ – календарные даты (по материалам публикаций МАГАТЭ) .....	3(1)
<i>В.М. Муругов, Н.Н. Пономарев-Степной, В.В. Артисюк, Ю.А. Коровин</i> От инновационных ядерных технологий к ядерному образованию (к 50-летию образования МАГАТЭ) .....	3(1)

## CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2007

### **SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP**

<i>P.N. Martynov, M.E. Chernov, V.M. Shelemetev, A.N. Storozhenko, R.P. Sadovnichiy</i> Capsule Solid Electrolyte Gauges for the Control of Oxygen in Metal Melts and Combustible Gases in an Atmosphere .....	1
<i>V.V. Vlasov</i>	
Hydraulic Units Kept in Reserve for Emergency Power Supply at Nuclear Power Plant .....	2
<i>V.P. Deriy, V.K. Semenov, V.S. Schenev</i>	
To the Point of Forecasting of Reliability and Resource of Steam Generator Pipe System of Nuclear Power Plant with VVER .....	2
<i>Yu.V. Volkov, A.V. Sobolev</i>	
Example of Application Markovs Process with Incomes at Acceptance of Engineering Decisions Concerning Objects of Nuclear Technologies in Conditions of Uncertainty on an Example of Object «Shelter» Chernobyl NPP .....	3(1)
<i>O.M. Gulina, N.L. Salnikov</i>	
NPP Equipment Life Time Prediction Methods .....	3(1)
<i>S.P. Saakian, V.A. Ostreikovskiy, V.A. Chepurko</i>	
Method for Processing of Statistical Data on Equipment Reliability During NPP Operation .....	3(1)
<i>S.V. Sokolov, A.V. Antonov, V.A. Chepurko</i>	
The Residual Life Time Estimation for the Nonrestorable Elements of the RBMK-1000 PCS Electrical .....	3(1)
<i>G.V. Tokmachev</i>	
Application of PSA for NPPs with VVER-type Reactors of New Generation under Design .....	3(1)
<i>A.N. Shkarovskiy, V.I. Aksenov, A.P. Kolevatyh, N.P. Serdun, A.A. Roslyakov</i>	
Technical and Numerical Substantiation of Procedures Preventing Accident at VVER-1000 Based NPP .....	3(1)
<i>G.V. Arkadov, A.I. Trofimov, A.I. Usanov</i>	
Vibrating Explorations of VVER-Type Fuel Assembly on Design Stages, Commissioning Assigned and Prolonged of Maintenance Terms .....	4
<i>Yu.V. Volkov, D.S. Samohin</i>	
Definition Technique Method and Variates Parameters of Distributions on the Objectives Nuclear Energy Technology Service Data .....	4
<i>A.I. Trofimov, V.V. Hudasko, A.V. Egorov, M.A. Trofimov, V.G. Malynkin, A.N. Albutov</i>	
Technique of Dynamic and Static Strains in Tubing of Atomic Power Station on a Base of Effect of Change of Electrical Resistance .....	4

### **ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING**

<i>D.V. Pankratov, V.N. Bolchovitinov, M.I. Bugreev, V.D. Kuranov, L.D. Ryabaya, G.I. Toshinsky</i> Problem Polonium in Nuclear Power Plant with Lead-Bismuth as a Coolant .....	1
<i>A.N. Vasilyeva, G.V. Kozmin, N.E. Latynova, O.V. Starkov, V.I. Vaizer</i>	
General Peculiarities of Geosystem Contamination in the Region of Radioactive Waste Storage Situation .....	2
<i>S.V. Pyatkova, E.V. Bahvalova, E.I. Egorova, G.V. Koz'min</i>	
Bioretesting of Groundwater and Surface Water in Area of Storage Products of Enterprise of Atomic Engineering .....	2

<i>O.A. Momot, I.I. Silin, B.I. Synzynys, G.V. Kozmin</i> Radioactive Health Risk Assessment with Tritium Found in Drinking Water. Risk Identification .....	2
<i>A.N. Vasilyeva</i> Estimation of Influence of Regional Radioactive Waste Storage on Natural Environment and the Population .....	3(1)
<i>A.N. Vasilyeva, G.V. Kozmin, V.I. Vaizer, O.V. Starkov, N.E. Latynova</i> The Assessment of Protective Barriers Against Radionuclide Migration in the Region of the Radioactive Waste Storage Situation .....	3(1)
<i>A.I. Kryshev</i> Biological Migration of Radionuclides in Ecosystem of the Yenisei River and Estimation of Doses to Aquatic Biota .....	4
<b>REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY</b>	
<i>A.V. Zukov, A.P. Sorokin, A.D. Efanov, J.A. Kuzina</i> Temperature Regimes of Pins for Ship Nuclear Reactors with Liquid-Metal Cooling .....	1
<i>E.A. Zemskov</i> Conceptual Development Works of the Accelerator-Driven Systems with Lead-Bismuth Coolant .....	1
<i>O.G. Komlev, N.N. Novikova, M.M. Trevgod, E.V. Filimonov</i> The State and Problems of Computation-Methodical Support of Designed Reactor Installations with Lead-Bismuth Coolant .....	1
<i>V.S. Fedotovskiy, T.N. Verestchagina, Yu.I. Orlov</i> Coagulation Model of Bubbles Injected by Jet Injector into Heavy Liquid Metal Flow .....	1
<i>D.A. Kamayev, V.V. Kolesov, V.F. Ukraintsev, D.V. Hitrik</i> The Use of Interval Calculation Technique for Fuel Characteristic Uncertainty Estimations into a Fuel Cycle .....	2
<i>A.Yu. Konobeyev, Yu.A. Korovin, A.A. Natalenko, S.A. Osykin, G.B. Pilnov, A.Yu. Stankovskiy, A.V. Tikhonenko, U. Fischer</i> Neutron Activation Data Library «IEAF-2005» for Energy Range from 150 MeV up to 1 GeV .....	2
<i>A.L. Kochetkov, I.P. Matveenko, M.Yu. Semenov, Yu.S. Khomyakov, A.M. Tsibulya</i> Mock-up Critical Experiments at BFS-2 Facility in Support of MOX Fuel Utilization in BN Reactors .....	2
<i>E.G. Kulikov, A.N. Shmelev, G.G. Kulikov</i> A Study of Physical Characteristics of Supercritical Light-Water Reactor Loaded with ( <sup>233</sup> U-Th- <sup>238</sup> U) Oxide Fuel .....	2
<i>A.O. Skomorokhov, D.A. Lukyanov</i> Using Neutron Flux Tilting Method to Locate Defected Fuel Assemblies on Sodium Cooled Fast Reactors .....	2
<i>A.V. Tikhonenko</i> Program System for Low-Power Reactor Model in MATHCAD .....	2
<i>A.V. Burukin, A.L. Izhutov, V.V. Kalygin, V.A. Ovchinnikov, V.N. Shulimov</i> Test Methods of VVER Fuel with Simulating Transitive and Emergency Modes In the MIR Reactor .....	3(1)
<i>N.A. Vinogorov, Yu.A. Groznov, D.N. Jukovsky</i> Reactivity Temperature Coefficient Measurement by the Dynamic Method under Non-equilibrium Xenon Concentration Conditions .....	3(1)
<i>A.L. Kochetkov, I.P. Matveenko, E.V. Rojihin, A.M. Tsibulya</i> Experiments in Support of MOX Fuel Disposal Program in VVER .....	3(1)
<i>G.B. Pilnov, A.V. Tikhonenko</i> Statistical Analysis Data for Neutron Library of Activation Files «IEAF-2005» .....	3(1)

<i>A.O. Skomorokhov, D.A. Lukyanov</i>	
Regular Burnup Compensations Method to Locate Defected Fuel Assemblies on BN-600 Sodium Cooled Fast Reactors .....	3(1)
<i>M.F. Troyanov, V.I. Matveev, M.N. Nickolaev</i>	
Physics of Fast Reactor Cores .....	3(1)
<i>V.V. Kalygin, A.P. Malkov</i>	
Nuclear Safety Features of Reactor MIR during the Experiments on Simulation of Emergency and Transient Conditions of Water-Cooled Reactors .....	4
<i>N.O. Ryabov, A.A. Semenov, N.V. Schukin, V.S. Kharitonov</i>	
Using of Reduced-Order Model to Reactor VVER-1000 Core Energy Release Field Recovery by Out-Core Neutron Detectors .....	4

### FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

<i>A.V. Zrodnikov, A.N. Zabudko, S.V. Ignatiev, S.A. Nikolaev, D.V. Pankratov, I.E. Somov, G.P. Suvorov, G.I. Toshinskiy, Yu.G. Dragunov, V.S. Vakhrushin, V.S. Stepanov, S.K. Trantin, V.A. Vasilenko, V.P. Zhuravlev, B.V. Filatov, R.D. Filin</i>	
Problems and Approaches to Management of Spent Nuclear Fuel of Liquid-Metal-Coolant Reactors of Nuclear Submarines .....	1
<i>E.E. Konovalov, S.V. Yudintsev, B.S. Nikonov</i>	
Immobilization of High-active Wastes into Mineral-like Materials by SHS Process .....	1
<i>I.S. Kurina, V.V. Popov, V.N. Rumyantsev</i>	
The Properties of Modified Uranium Dioxide .....	1
<i>P.N. Alekseev, E.A. Ivanov, V.A. Nevinitza, N.N. Ponomarev-Stepnoi, A.N. Rumyantsev, V.M. Shmelev</i>	
Increasing of Security of Export Deliveries of Light Water Fuel due to Recycled Uranium Utilization .....	3(2)
<i>A.A. Andrianov, Yu.A. Korovin, G.M. Pshakin</i>	
Analysis of the Influence of Possible Nuclear Energy Development Scenarios on the Scale of Inspection Activity to Maintain the Nonproliferation Regime .....	3(2)
<i>S. Yugay, V. Korobeynikov, M. Bock, Yu. Korovin, E. Fedorova, A. Andrianov</i>	
Application of Message Model for Optimization of Two-Component Structure of a Large-Scale Nuclear Power System .....	3(2)
<i>E.F. Kryuchkov, V.A. Apse, V.B. Glebov, A.S. Krasnobaev, A.N. Shmelev</i>	
Enriched Uranium with Addition of <sup>232</sup> U: Protection against Uncontrolled Proliferation .....	3(2)
<i>G.B. Usynin, A.A. Kravchenko</i>	
Exploring of Non-Wasted Fuel Cycle of the Ball-Poured Core of the Sodium-Cooled Fast Reactor .....	3(2)
<i>I.V. Shamanin, M.E. Silaev, S.V. Bedenko, V.V. Martynov</i>	
The Input of an ( $\alpha$ , n) Reaction Estimation to an Integral Neutron Intensities of WWER-1000 Spent Fuel .....	3(2)
<i>P.V. Amosov</i>	
Estimation of the Accumulation of Radionuclides in the Different Zones of Model of the Single Fracture .....	4
<i>V.V. Korobeynikov, B.B. Tikhomirov, A.N. Chebeskov</i>	
Proliferation Risk Assessment in Fuel Cycles with Extended Plutonium Breeding .....	4
<i>T.O. Mishevets, N.G. Bogdanovich, E.Y. Konovalov, E.A. Grushicheva, G.N. Petrukhina</i>	
Conditioning Concentrated Liquid Radwaste of NPP with Use of Sorption, Crystallization and Cementation Processes .....	4



## ТHERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>G.P. Bogoslovskaja, A.D. Efanov, E.F. Ivanov, Yu.D. Levchenko, Yu.I. Orlov, A.P. Sorokin, V.S. Fedotovskiy</i>	
Experimental and Numerical Investigations into Thermalhydraulics of the Model of Liquid Metal-Cooled Target System TS-1 .....	1
<i>B.N. Gabrianovich, V.N. Del'nov</i>	
Hydrodynamics of Header Systems of Nuclear Power Plants .....	1
<i>A.A. Ivashkevitch</i>	
The Utilization of the Model of the Boiling Crisis for the Square Rod Bundles .....	2
<i>P.L. Kirillov, Yu.D. Levchenko, Yu.Yu. Shtejn, R.V. Shumskij</i>	
Results of Basic Steam-Water Flow Hydrodynamic Characteristics Study at High Pressures .....	2
<i>A.V. Tikhonenko</i>	
Model Analysis of the Temperature Distributions in Multi-Layer Spherically Symmetrical Device .....	2
<i>V.V. Hudasko, N.S. Grachev,</i>	
Study of Heat Exchange Intensification in Heat-Exchanger Mock-ups Heated by Liquid Metals .....	2
<i>Yu.M. Ashurko</i>	
Analysis of Possible Types of Natural Convection Flows in a Closed Circuit .....	3(2)
<i>U.G. Volodin</i>	
Experimental Research Heat Transfer in the Starting Regime of the Energy Plant .....	4
<i>V.I. Melikhov, O.I. Melikhov, Yu.V. Parfenov</i>	
Uncertainty Evaluation of the Results of the Calculation of the Large Break of Loss of Coolant Accident Experiment .....	4

## NUCLEAR POWER PLANTS

<i>A.V. Beznosov, A.V. Nazarov, A.A. Molodcov, T.A. Bokova, O.O. Novozhilova, S.U. Savinov, V.L. Khimich</i>	
Experimental Study of Friction and Wear Bearing of the Slide in Ambience Hightemperature Leaden and Lead-Bismuth Coolants .....	4
<i>O.L. Tashlykov, S.Ye. Sheklein, A.A. Kadnikov</i>	
The Pressurized Water Heated Steam Generators Damageability Analysis from the Point of the Controlled Lifetime Prolongation till the Replacement .....	4

## MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>N.G. Primakov, G.A. Birzhevoy, V.A. Rudenko, V.V. Kazarnikov</i>	
Irradiation Resistance of Zirconium and Yttrium Hydrides Doped with Erbium, Boron and Gadolinium .....	1
<i>N.M. Blagoveshchenskiy, N.I. Loginov, V.A. Morozov, A.G. Novikov, A.V. Puchkov, V.V. Savostin, D.V. Savostin, A.L. Shimkevich</i>	
Investigations of the Lead Based Liquid Metal Compositions by Neutron Scattering .....	1
<i>A.D. Efanov, K.D. Ivanov, P.N. Martynov, Yu.I. Orlov</i>	
Technology of Lead-Bismuth Coolant in NPP of the First and Second Generation .....	1
<i>P.N. Martynov, R.Sh. Askhadullin, A.A. Simakov, V.S. Lanskih, A.Yu. Chaban, E.A. Machula</i>	
Solid Phase Technology of Oxygen Regulation in Heavy Liquid Metal Coolants .....	1
<i>P.N. Martynov, A.M. Posazhennikov, I.V. Yagodkin</i>	
Studies of Formation Processes and Performances of Lead and Lead-Bismuth Coolants Aerosols .....	1
<i>V.A. Morozov, A.V. Morozov</i>	
On Condition of Impurity in Liquid Metals .....	1

*A.V. Beznosov, I.V. Karatushina*  
 Experimental Research of the Processes Accompanying Emergency Receipt of Organic Connections (oil) to the Lead-Bismuth and Lead Heat-Carrier ..... 3(2)

*A.M. Svyatkin, V.V. Tikhomirov, V.V. Yakovlev, V.P. Smirnov*  
 Results of Simultaneous Dissolution of  $UO_2$  and  $ZrO_2$  by Molten Zircaloy ..... 3(2)

*E.V. Sulim, O.V. Starkov, N.G. Bogdanovich, A.N. Vasilyeva, E. A. Kochetkova, V.E. Levchenko*  
 Substantiation of Equilibrium Condition of Systems an Eutectic Alloy of Sodium, Potassium, Cesium and Components of Damp Air, Hydrogen, Oxygen on the Basis of the Thermodynamic Analysis ... 4

**SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES**

*P.A. Androsenko, V.I. Belousov, A.G. Tsarina*  
 Monte Carlo Precise Solution of Electron Transport Problem ..... 3(2)

*P.A. Androsenko, V.I. Belousov, A.G. Tsarina*  
 Monte Carlo Simulation of Ionizing Radiation Influence on Chemical Composition of Human Tissues ..... 3(2)

*D.G. Lazarenko*  
 Universal mathematical Model of Electricity Generation Channel for Heat, Electrical and Physical Characteristics Calculation ..... 3(2)

*A.I. Pereguda, D.A. Timashov*  
 Mathematical Model of the Automated Technological Complex «Protection Object – Safety System» Function Process with Renewable Unit and Reccurent Control of Safety System ..... 3(2)

*A.V. Tikhonenko*  
 Scattering Problem for Model Potential of Fission for Heavy Nucleus and Program Systems in Applied Mathematical Programs ..... 3(2)

*D.V. Hitrick, V.V. Kolesov, D.A. Kamaev, V.F. Ukraintsev*  
 Uncertainties Estimation Reducing when Interval Analysis Method Is Used for Isotope Kinetics Problem ..... 3(2)

*V.L. Shablov, I.A. Tyras*  
 Modeling of the Interaction Dynamics for the Nuclear Reaction with Charged Particles in the Final State ..... 3(2)

*N.A. Yakushkin*  
 The Classification of the Bifurcation Borders in the Point Model of the Xenon Oscillations ..... 3(2)

**APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS**

*M.A. Tuleshova, V.K. Milinchuk*  
 Radiation Stability of Films of Butylacrilate Caoutchoucks ..... 2

**PERSONALIA**

*G.I. Toshinsky*  
 Boris Fedorovich Gromov. From a Student to Principal Scientific Leader ..... 1

**FROM THE HISTORY OF NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING**

*V.N. Bogomolov*  
 NPP Technical Diagnostics. Excursion to a History ..... 1

*Yu.A. Korovin, V.M. Murogov*  
 History of IAEA – Calendar Date ..... 3(1)

*V.M. Murogov, N.N. Ponomarev-Stepnoy, V.V. Artisyuk, Yu.A. Korovin*  
 From Innovative Nuclear Technology to Nuclear Education ..... 3(1)

## II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Аксенов В.И.....	3(1)	Иванов Е.Ф.....	1
Албутов А.Н.....	4	Иванов К.Д.....	1
Алексеев П.Н.....	3(2)	Ивашкевич А.А.....	2
Амосов П.В.....	4	Игнатьев С.В.....	1
Андрианов А.А.....	3(2)	Ижутов А.Л.....	3(1)
Андросенко П.А.....	3(2)	Кадников А.А.....	4
Антонов А.В.....	3(1)	Казарников В.В.....	1
Апсэ В.А.....	3(2)	Калыгин В.В.....	3(1), 4
Аркадов Г.В.....	4	Камаев Д.А.....	2, 3(2)
Артисюк В.В.....	3(1)	Каратушина И.В.....	3(2)
Асхадуллин Р.Ш.....	1	Кириллов П.Л.....	2
Ашурко Ю.М.....	3(2)	Козьмин Г.В.....	2, 3(1)
Бахвалова Е.В.....	2	Колеватых А.П.....	3(1)
Беденко С.В.....	3(2)	Колесов В.В.....	2, 3(2)
Безносос А.В.....	3(2), 4	Комлев О.Г.....	1
Белоусов В.И.....	3(2)	Конобеев А.Ю.....	2
Биржевой Г.А.....	1	Коновалов Э.Е.....	1, 4
Благовещенский Н.М.....	1	Коробейников В.В.....	3(2), 4
Богданович Н.Г.....	4	Коровин Ю.А.....	2, 3(1), 3(2)
Богомоллов В.Н.....	1	Кочетков А.Л.....	2, 3(1)
Богословская Г.П.....	1	Кочеткова Е.А.....	4
Бок М.Н.....	3(2)	Кравченко А.А.....	3(2)
Бокова Т.А.....	4	Краснобаев А.С.....	3(2)
Болховитинов В.Н.....	1	Крышев А.И.....	4
Бугреев М.И.....	1	Крючков Э.Ф.....	3(2)
Бурукин А.В.....	3(1)	Кузина Ю.А.....	1
Вайзер В.И.....	2, 3(1)	Куликов Г.Г.....	2
Василенко В.А.....		Куликов Е.Г.....	2
Васильева А.Н.....	2, 3(1), 4	Куранов В.Д.....	1
Вахрушин М.П.....	1	Курина И.С.....	1
Верещагина Т.Н.....	1	Лазаренко Д.Г.....	3(2)
Виногоров Н.А.....	3(1)	Ланских В.С.....	1
Власов В.В.....	2	Латынова Н.Е.....	2, 3(1)
Волков Ю.В.....	3(1), 4	Левченко В.Е.....	4
Володин Ю.Г.....	4	Левченко Ю.Д.....	1, 2
Габрианович Б.Н.....	1	Логинов Н.И.....	1
Глебов В.Б.....	3(2)	Лукьянов Д.А.....	2, 3(1)
Грачев Н.С.....	2	Малков А.П.....	4
Грознов Ю.А.....	3(1)	Малынкин В.Г.....	4
Грушичева Е.А.....	4	Мартынов В.В.....	3(2)
Гулина О.М.....	3(1)	Мартынов П.Н.....	1
Дельнов В.Н.....	1	Матвеев В.И.....	3(1)
Дерий В.П.....	2	Матвеевко И.П.....	2, 3(1)
Драгунов Ю.Г.....	1	Мачула Е.А.....	1
Егоров А.В.....	4	Мелихов В.И.....	4
Егорова Е.И.....	2	Мелихов О.И.....	4
Ефанов А.Д.....	1	Милинчук В.К.....	2
Жуков А.В.....	1	Мишевец Т.О.....	4
Жуковский Д.Н.....	3(1)	Молодцов А.А.....	4
Журавлев В.П.....	1	Момот О.А.....	
Забудько А.Н.....	1	Морозов А.В.....	1
Земсков Е.А.....	1	Морозов В.А.....	1
Зродников А.В.....	1	Мурогов В.М.....	3(1)
Иванов Е.А.....	3(2)	Назаров А.В.....	4

Наталенко А.А.....	2	Стороженко А.Н.....	1
Невиница В.А.....	3(2)	Сулим Е.В.....	4
Николаев М.Н.....	3(1)	Сынзыныс Б.И.....	2
Николаев С.А.....	1	Ташлыков О.Л.....	4
Никонов Б.С.....	1	Тимашов Д.А.....	3(2)
Новиков А.Г.....	1	Тихомиров Б.Б.....	4
Новикова Н.Н.....	1	Тихомиров В.В.....	3(2)
Новожилова О.О.....	4	Тихоненко А.В.....	2, 3(1), 3(2)
Овчинников В.А.....	3(1)	Токмачев Г.В.....	3(1)
Орлов Ю.И.....	1	Тошинский Г.И.....	1
Острейковский В.А.....	3(1)	Трантин С.К.....	1
Осыкин С.А.....	2	Тревогода М.М.....	1
Панкратов Д.В.....	1	Трофимов А.И.....	4
Парфенов Ю.В.....	4	Трофимов М.А.....	4
Перегуда А.И.....	3(2)	Троянов М.Ф.....	(1)
Петрухина Г.Н.....	4	Тулешова М.А.....	2
Пильнов Г.Б.....	2, 3(1)	Тырас И.А.....	3(2)
Пономарев-Степной Н.Н.....	3(1), 3(2)	Украинцев В.Ф.....	2, 3(2)
Попов В.В.....	1	Усанов А.И.....	4
Посажеников А.М.....	1	Усынин Г.Б.....	3(2)
Примаков Н.Г.....	1	Федорова Е.В.....	3(2)
Пучков А.В.....	1	Федотовский В.С.....	1
Пшакин Г.М.....	3(2)	Фесенко Г.А.....	3(2)
Пяткова С.В.....	2	Филатов Б.В.....	1
Рожихин Е.В.....	3(1)	Филимонов Е.В.....	1
Росляков А.А.....	3(1)	Филин Р.Д.....	1
Руденко В.А.....	1	Фишер У.....	2
Румянцев А.Н.....	3(2)	Харитонов В.С.....	4
Румянцев В.Н.....	1	Химич В.Л.....	4
Рябая Л.Д.....	1	Хитрик Д.В.....	2, 3(2)
Рябов Н.О.....	4	Хомяков Ю.С.....	2
Саакян С.П.....	3(1)	Худаско В.В.....	2, 4
Савинов С.Ю.....	4	Царина А.Г.....	3(2)
Савостин В.В.....	1	Цибуля А.М.....	2, 3(1)
Савостин Д.В.....	1	Чабань А.Ю.....	1
Садовничий Р.П.....	1	Чебесков А.Н.....	4
Сальников Н.Л.....	3(1)	Чепурко В.А.....	3(1)
Самохин Д.С.....	4	Чернов М.Е.....	1
Святкин А.М.....	3(2)	Шаблов В.Л.....	3(2)
Семенов А.А.....	4	Шаманин И.В.....	3(2)
Семенов В.К.....	2	Шелеметьев В.М.....	1
Семенов М.Ю.....	2	Шимкевич А.Л.....	1
Сердунь Н.П.....	3(1)	Шкаровский А.Н.....	3(1)
Силаев М.Е.....	3(2)	Шмелев А.Н.....	2, 3(2)
Силин И.И.....	2	Шмелев В.М.....	3(2)
Симаков А.А.....	1	Штейн Ю.Ю.....	2
Скоморохов А.О.....	2, 3(1)	Шулимов В.Н.....	3(1)
Смирнов В.П.....	3(2)	Шумский Р.В.....	2
Соболев А.В.....	3(1)	Щебнев В.С.....	2
Соколов С.В.....	3(1)	Щеклеин С.Е.....	4
Сомов И.Е.....	1	Щукин Н.В.....	4
Суворов Г.П.....	1	Югай С.В.....	3(2)
Сорокин А.П.....	1	Юдинцев С.В.....	1
Станковский А.Ю.....	2	Ягодкин И.В.....	1
Старков О.В.....	2, 3(1), 4	Яковлев В.В.....	3(2)
Степанов В.С.....	1	Якушкин Н.А.....	3(2)

## II. AUTHOR INDEX

Aksenov V.I.....	3(1)	Ivashkevitch A.A.....	2
Albutov A.N.....	4	Izhutov A.L.....	3(1)
Alekseev P.N.....	3(2)	Jukovsky D.N.....	3(1)
Amosov P.V.....	4	Kadnikov A.A.....	4
Andrianov A.A.....	3(2)	Kalygin V.V.....	3(1), 4
Androsenko P.A.....	3(2)	Kamaev D.A.....	2, 3(2)
Antonov A.V.....	3(1)	Karatushina I.V.....	3(2)
Apse V.A.....	3(2)	Kazarnikov V.V.....	1
Arkadov G.V.....	4	Kharitonov V.S.....	4
Artisyuk V.V.....	3(1)	Khomyakov Yu.S.....	2
Ashurko Yu.M.....	3(2)	Kirillov P.L.....	2
Askhadullin R.Sh.....	1	Kochetkov A.L.....	2, 3(1)
Bahvalova E.V.....	2	Kochetkova E.A.....	4
Bedenko S.V.....	3(2)	Kolesov V.V.....	2, 3(2)
Belousov V.I.....	3(2)	Kolevatyh A.P.....	3(1)
Beznosov A.V.....	3(2), 4	Komlev O.G.....	1
Birzhevoy G.A.....	1	Konobeyev A.Yu.....	2
Blagoveshchenskiy N.M.....	1	Konovalov E.E.....	1, 4
Bock M.....	3(2)	Korobeynikov V.....	3(2), 4
Bogdanovich N.G.....	4	Korovin Yu.A.....	2, 3(1), 3(2)
Bogomolov V.N.....	1	Kozmin G.V.....	2, 3(1)
Bogoslovskaya G.P.....	1	Krasnobaev A.S.....	3(2)
Bokova T.A.....	4	Kravchenko A.A.....	3(2)
Bolchovitinov V.N.....	1	Kryshev A.I.....	4
Bugreev M.I.....	1	Kryuchkov E.F.....	3(2)
Burukin A.V.....	3(1)	Kulikov E.G.....	2
Chaban A.Yu.....	1	Kulikov G.G.....	2
Chebeskov A.N.....	4	Kuranov V.D.....	1
Chepurko V.A.....	3(1)	Kurina I.S.....	1
Chernov M.E.....	1	Kuzina J.A.....	1
Delnov V.N.....	1	Lanskih V.S.....	1
Deriy V.P.....	2	Latynova N.E.....	2, 3(1)
Dragunov Yu.G.....	1	Lazarenko D.G.....	3(2)
Efanov A.D.....	1	Levchenko V.E.....	4
Egorov A.V.....	4	Levchenko Yu.D.....	1, 2
Egorova E.I.....	2	Loginov N.I.....	1
Fedorova E.....	3(2)	Lukyanov D.A.....	2, 3(1)
Fedotovskiy V.S.....	1	Machula E.A.....	1
Filatov B.V.....	1	Malkov A.P.....	4
Filimonov E.V.....	1	Malyнкиn V.G.....	4
Filin R.D.....	1	Martynov P.N.....	1
Fischer U.....	2	Martynov V.V.....	3(2)
Gabrianovich B.N.....	1	Matveenko I.P.....	2, 3(1)
Glebov V.B.....	3(2)	Matveev V.I.....	3(1)
Grachev N.S.....	2	Melikhov O.I.....	4
Groznov Yu.A.....	3(1)	Melikhov V.I.....	4
Grushicheva E.A.....	4	Milinchuk V.K.....	2
Gulina O.M.....	3(1)	Mishevets T.O.....	4
Hitrick D.V.....	2, 3(2)	Molodcov A.A.....	4
Hudasko V.V.....	2, 4	Momot O.A.....	2
Ignatiev S.V.....	1	Morozov A.V.....	1
Ivanov E.A.....	3(2)	Morozov V.A.....	1
Ivanov E.F.....	1	Murogov V.M.....	3(1)
Ivanov K.D.....	1	Natalenko A.A.....	2

Nazarov A.V.....	4	Silaev M.E.....	3(2)
Nevinitsa V.A.....	3(2)	Silin I.I.....	2
Nickolaev M.N.....	3(1)	Simakov A.A.....	1
Nikolaev S.A.....	1	Skomorokhov A.O.....	2, 3(1)
Nikonov B.S.....	1	Smirnov V.P.....	3(2)
Novikov A.G.....	1	Sobolev A.V.....	3(1)
Novikova N.N.....	1	Sokolov S.V.....	3(1)
Novozhilova O.O.....	4	Somov I.E.....	1
Orlov Yu.I.....	1	Sorokin A.P.....	1
Ostreikovskiy V.A.....	3(1)	Stankovskiy A.Yu.....	2
Osykin S.A.....	2	Starkov O.V.....	2, 3(1)
Ovchinnikov V.A.....	3(1)	Starkov O.V.....	4
Pankratov D.V.....	1	Stepanov V.S.....	1
Parfenov Yu.V.....	4	Storozhenko A.N.....	1
Pereguda A.I.....	3(2)	Sulim E.V.....	4
Petrukhina G.N.....	4	Suvorov G.P.....	1
Pilnov G.B.....	2, 3(1)	Svyatkin A.M.....	3(2)
Ponomarev-Stepnoi N.N.....	3(1), 3(2)	Synzynys B.I.....	2
Popov V.V.....	1	Tashlykov O.L.....	4
Posazhennikov A.M.....	1	Tikhomirov B.B.....	4
Primakov N.G.....	1	Tikhomirov V.V.....	3(2)
Pshakin G.M.....	3(2)	Tikhonenko A.V.....	2, 3(1), 3(2)
Puchkov A.V.....	1	Timashov D.A.....	3(2)
Pyatkova S.V.....	2	Tokmachev G.V.....	3(1)
Rojihin E.V.....	3(1)	Toshinsky G.I.....	1
Roslyakov A.A.....	3(1)	Trantin S.K.....	1
Rudenko V.A.....	1	Trevgoda M.M.....	1
Rumyantsev A.N.....	3(2)	Trofimov A.I.....	4
Rumyantsev V.N.....	1	Trofimov M.A.....	4
Ryabaya L.D.....	1	Troyanov M.F.....	3(1)
Ryabov N.O.....	4	Tsarina A.G.....	3(2)
Saakian S.P.....	3(1)	Tsibulya A.M.....	2, 3(1)
Sadovnichiy R.P.....	1	Tuleshova M.A.....	2
Sal'nikov N.L.....	3(1)	Tyras I.A.....	3(2)
Samohin D.S.....	4	Ukrainsev V.F.....	2, 3(2)
Savinov S.U.....	4	Usanov A.I.....	4
Khimich V.L.....	4	Usynin G.B.....	3(2)
Savostin D.V.....	1	Vaizer V.I.....	2, 3(1)
Savostin V.V.....	1	Vakhrushin V.S.....	1
Schenev V.S.....	2	Vasilenko V.A.....	1
Schukin N.V.....	4	Vasilyeva A.N.....	2, 3(1), 4
Semenov A.A.....	4	Verestchagina T.N.....	1
Semenov M.Yu.....	2	Vinogorov N.A.....	3(1)
Semenov V.K.....	2	Vlasov V.V.....	2
Serdun N.P.....	3(1)	Volkov Yu.V.....	3(1), 4
Shablov V.L.....	3(2)	Volodin U.G.....	4
Shamanin I.V.....	3(2)	Yagodkin I.V.....	1
Sheklein S.Ye.....	4	Yakovlev V.V.....	3(2)
Shelemetev V.M.....	1	Yakushkin N.A.....	3(2)
Shimkevich A.L.....	1	Yudintsev S.V.....	1
Shkarovskiy A.N.....	3(1)	Yugay S.....	3(2)
Shmelev A.N.....	2, 3(2)	Zabudko A.N.....	1
Shmelev V.M.....	3(2)	Zemskov E.A.....	1
Shtejn Yu.Yu.....	2	Zhuravlev V.P.....	1
Shulimov V.N.....	3(1)	Zrodnikov A.V.....	1
Shumskij R.V.....	2	Zukov A.V.....	1