

СОДЕРЖАНИЕ

Ядерная энергетика в лицах

Г.И. Тошинский

Борис Федорович Громов. От студента до крупного ученого-руководителя.....6

Топливный цикл и радиоактивные отходы

*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*

Проблемы и подходы к обращению с отработавшим ядерным топливом жидкометаллических реакторов атомных подводных лодок13

Э.Е. Коновалов, С.В. Юдинцев, Б.С. Никонов

Иммобилизация высокоактивных отходов в минералоподобные материалы с применением СВС-процесса.....23

И.С. Курина, В.В. Попов, В.Н. Румянцев

Свойства модифицированного диоксида урана.....34

Безопасность, надежность и диагностика ЯЭУ

П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, В.М. Шелеметьев, А.Н. Стороженко, Р.П. Садовничий

Капсульные твердоэлектродные датчики для контроля кислорода в металлических расплавах и горючих газов в атмосфере.....42

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.....48

Физика и техника реакторов

А.В. Жуков, А.П. Сорокин, А.Д. Ефанов, Ю.А. Кузина

Температурные режимы твэлов корабельных ядерных установок с жидкометаллическим охлаждением.....56

Е.А. Земсков

Концептуальные проработки ускорительно-управляемых систем со свинцово-висмутовым теплоносителем.....69

О.Г. Комлев, Н.Н. Новикова, М.М. Тревгода, Е.В. Филимонов

Состояние и проблемы расчетно-методического обеспечения проектных разработок реакторных установок с теплоносителем свинец-висмут.....79

В.С. Федотовский, Т.Н. Верещагина, Ю.И. Орлов

Модель коагуляции пузырьков, вводимых струйным инжектором в поток тяжелого жидкометаллического теплоносителя.....92

Теплофизика и теплогидравлика

Г.П. Богословская, А. Д. Ефанов, Е.Ф. Иванов, Ю.Д. Левченко, Ю.И. Орлов, А.П. Сорокин, В.С. Федотовский

Экспериментальные и расчетные исследования тепловых и гидродинамических процессов в модели жидкометаллического мишенного комплекса МК-1.....103

Б.Н. Габрианович, В.Н. Дельнов

Гидродинамика коллекторных систем ядерных энергетических установок.....113

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.....122

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.....129

А.Д. Ефанов, К.Д. Иванов, П.Н. Мартынов, Ю.И. Орлов

Технология свинцово-висмутового теплоносителя на ЯЭУ первого и второго поколений.....138

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.....145

П.Н. Мартынов, А.М. Посажеников, И.В. Ягодкин

Исследование поведения аэрозолей в газовых контурах реакторных установок с тяжелым теплоносителем.....152

В.А. Морозов, А.В. Морозов

О состоянии примесей в жидких металлах.....159

Из истории атомной науки и техники

В.Н. Богомолов

Техническое диагностирование ЯЭУ. Экскурс в историю.....167

CONTENTS

Personalia

| | |
|--|---|
| <i>G.I. Toshinsky</i> Boris Fedorovich Gromov. From a Student to Principal Scientific Leader..... | 6 |
|--|---|

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. Toshinsky, 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..... | 13 |
| <i>E.E. Konovalov, S.V. Yudinsev, B.S. Nikonov</i> Immobilization of High-active Wastes into Mineral-like Materials by SHS Process..... | 23 |
| <i>I.S. Kurina, V.V. Popov, V.N. Rummyantsev</i> The Properties of Modified Uranium Dioxide..... | 34 |

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..... | 42 |
|--|----|

Environmental 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..... | 48 |
|--|----|

Reactor physics and technology

| | |
|---|----|
| <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..... | 56 |
| <i>E.A. Zemskov</i> Conceptual Development Works of the Accelerator-Driven Systems with Lead-Bismuth Coolant..... | 69 |
| <i>O.G. Komlev, N.N. Novikova, M.M. Trevgoda, E.V. Filimonov</i> The State and Problems of Computation-Methodical Support of Designed Reactor Installations with Lead-Bismuth Coolant..... | 79 |
| <i>V.S. Fedotovskiy, T.N. Verestchagina, Yu.I. Orlov</i> Coagulation Model of Bubbles Injected by Jet Injector into Heavy Liquid Metal Flow..... | 92 |

Thermal physics and hydrodynamics

| | |
|---|-----|
| <i>G.P. Bogoslovskaya, 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..... | 103 |
| <i>B.N. Gabrianovich, V.N. Del'nov</i> Hydrodynamics of Header Systems of Nuclear Power Plants..... | 113 |

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..... | 122 |
| <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..... | 129 |
| <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..... | 138 |
| <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..... | 145 |
| <i>P.N. Martynov, A.M. Posazhennikov, I.V. Yagodka</i> Studies of Formation Processes and Performances of Lead and Lead-Bismuth Coolants Aerosols..... | 152 |
| <i>V.A. Morozov, A.V. Morozov</i> On Condition of Impurity in Liquid Metals..... | 159 |

From the history of nuclear science and engineering

| | |
|---|-----|
| <i>V.N. Bogomolov</i> NPP Technical Diagnostics. Excursion to a History..... | 167 |
|---|-----|

К 80-летию со дня рождения Б.Ф. Громова



ГРОМОВ БОРИС ФЕДОРОВИЧ

(1927 – 2001)

13 мая 2007 г. исполнилось бы 80 лет выдающемуся ученому в области атомной энергетики, одному из основателей и научному руководителю важного направления в реакторостроении России, лауреату Ленинской и Государственной премий, заслуженному деятелю науки и техники Российской Федерации, доктору физико-математических наук, профессору Борису Федоровичу Громову.

Вся трудовая жизнь Б.Ф. Громова была связана с Физико-энергетическим институтом, где он прошел путь от старшего лаборанта до заместителя директора института и руководителя научного направления.

Прибыв в институт по путевке Министерства в 1951 г. после окончания Московского энергетического института, Б.Ф. Громов вошел в круг специалистов, которые под руководством А.И. Лейпунского начали работу по созданию судовых ядерных энергетических установок с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут.

Б.Ф. Громов был ближайшим помощником и заместителем А.И. Лейпунского, а после его смерти в 1972 г. возглавил эти работы. Наряду с А.И. Лейпунским, Б.Ф. Громов по праву может быть назван основателем уникального научного направления – применение тяжелого жидкометаллического теплоносителя в атомном реакторостроении.

Обладая разносторонними знаниями, базирующимся на них здравым смыслом, способностью быстро вникать в суть проблемы и являясь прекрасным организатором, Б.Ф. Громов успешно осуществлял руководство и координацию работ научных, проектно-конструкторских институтов, конструкторских бюро, промышленных предприятий и войсковых частей, задействованных в работах по направлению, в коллективах которых пользовался заслуженным авторитетом и уважением.

Разработанные под руководством и при активном участии Б.Ф. Громова ядерные энергетические установки с теплоносителем свинец-висмут обеспечили создание уникальных атомных подводных лодок, способствовавших поддержанию военного паритета в период «холодной» войны. Эти заслуги Б.Ф. Громова перед государством были отмечены Ленинской и Государственной премиями, орденами и медалями.

В последние годы жизни, работая в должности главного научного сотрудника – советника директора института, Б.Ф. Громов уделял большое внимание применению опыта оборонных разработок в гражданской энергетике. Его хорошо знали во многих зарубежных ядерных научных центрах. Под его научным руководством в ФЭИ и ОКБ «Гидропресс» были начаты исследования и конструкторские проработки ускорительно-управляемых систем, управляемых протонными пучками, для решения проблемы трансмутации младших актинидов и выжигания долгоживущих продуктов деления, по заказу Лос-Аламосской национальной лаборатории США была создана первая в мире жидкометаллическая мишень для мощного протонного ускорителя. При его активном участии на базе технических решений, отработанных в ходе работ по

корабельной энергетике, были начаты проработки мощностного ряда ядерных энергоисточников с теплоносителем свинец-висмут для различных гражданских применений.

Наряду с производственной деятельностью Б.Ф. Громов постоянно вел большую работу по подготовке научных кадров. Под его руководством и при его поддержке защищены десятки докторских и кандидатских диссертаций. На протяжении многих лет он был членом Высшей аттестационной комиссии страны, заместителем председателя диссертационных советов института, председателем Государственной аттестационной комиссии.

Б.Ф. Громов был прекрасным семьянином, любящим отцом и дедом. Демократичный, скромный в быту, он всегда был открыт для людей, и они шли к нему за советом и поддержкой.

Вклад Бориса Федоровича Громова в жизнь института и атомной отрасли трудно переоценить.

БОРИС ФЕДОРОВИЧ ГРОМОВ. ОТ СТУДЕНТА ДО КРУПНОГО УЧЕНОГО-РУКОВОДИТЕЛЯ

Г.И. Тошинский

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



В статье описаны штрихи творческой биографии Б.Ф. Громова и зарождения принципиально новой ЯЭУ с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут. Приводятся сложные проблемы, которые приходилось решать многим коллективам и, прежде всего, ФЭИ под научным руководством Б.Ф. Громова. Рассмотрены причины выхода из строя реакторных установок, пути их устранения в результате освоения не имеющей мировых аналогов ядерной энергетической технологии.

Б.Ф. Громова (1927–2001 гг.) по праву можно отнести к тем людям, которыми может гордиться не только институт, но и страна.

Я познакомился с Борисом Громовым в далеком 1945 году, когда мы были приняты на 1 курс теплоэнергетического факультета Московского энергетического института (МЭИ) им. В.М. Молотова в группу теплофизиков Т-5-45. Только что победно закончилась война. Жизнь была трудная, но полная радостных ожиданий. Громова сразу избрали (или назначили) старостой нашей группы. Он раздавал нам стипендии, а также продуктовые карточки (хлеб, жиры, крупа, колбаса, сахар) или талоны на питание в студенческой столовой. А в начале 1947 г., после денежной реформы, он выдал нам новые деньги, на которые уже можно было покупать продукты без карточек.

Это общественное поручение выработало у Б. Громова умение работать с коллективом. Ведь он отвечал перед деканатом за нашу успеваемость, посещаемость, поведение, которые не всегда были примерными.

Однако в полной мере он завоевал авторитет и уважение всей группы на 3-м курсе, когда в МЭИ был образован девятый факультет (позже физико-энергетический) для подготовки специалистов в области использования атомной энергии.

Факультет не имел первого курса и на него зачисляли только тех студентов, кто показал хорошую успеваемость на 1-ом курсе, и из них только тех, кто прошел сложный анкетный отбор (все заполняли восьмистраничную анкету).

Таким образом Б.Громов стал старостой группы 9-В-3 (третий курс, специальность – атомная энергетика). Всего в группе было 12 человек. Из ее состава, наряду с Б.Ф. Громовым, выросли такие известные ученые, как Б.А. Буйницкий (Курчатовский институт), М.Е. Минашин, П.А. Ушаков, к сожалению уже ушедшие от нас.

Именно с этого времени, после осознания важности будущей работы для укрепления обороноспособности страны (совсем недавно прогремели ядерные взрывы в Хиросиме и Нагасаки), проявились все качества Б. Громова, которые

заслуженно привели его к тем результатам, которых он достиг, работая в ФЭИ.

Вспоминая студенческие годы, хочу отметить, что Б. Громов как-то сумел преодолеть в себе такое естественное для студентов свойство, как лень. Он аккуратно вел записи всех лекций (физику реакторов читал проф. С.М. Фейнберг, записи можно было делать только в секретных тетрадях, *К?* произносилось шепотом), первым выполнял домашние задания и курсовые проекты.

Дипломный проект Б.Ф. Громова, выполненный в Лаборатории «В» под руководством А.И. Лейпунского, был посвящен оценке характеристик ядерной энергетической установки (ЯЭУ) с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) свинец-висмут для атомных подводных лодок (АПЛ). Фактически это была первая работа, в которой были определены основные черты такой ЯЭУ: реактор на промежуточных нейтронах с бериллиевым замедлителем и стержневыми твэлами, двухконтурная схема отвода тепла, петлевая компоновка оборудования первого контура, паротурбинное преобразование энергии.

Не обошлось и без курьеза. Уже после защиты дипломного проекта выяснилось, что на титульном листе, подписанном также и научным руководителем А.И. Лейпунским, название работы было написано следующим образом «*Атомая* установка...». Видимо после этого Борис Федорович, прекрасно зная русский язык, стал очень внимательно вычитывать письма и отчеты, проходившие через него, часто находя забавные ошибки, опечатки и алогизмы.

Поступив на работу в ФЭИ в 1951 г., он быстро стал опорой Александра Ильича Лейпунского в одном из главных дел его жизни, являвшимся одновременно важнейшей государственной задачей – создании реакторных установок с ЖМТ свинец-висмут для АПЛ.

А.И. Лейпунский остановил свой выбор на Б.Ф. Громе как на своем первом помощнике, а далее официально заместителе научного руководителя направления, конечно, случайно. Природные способности и трудолюбие, самоорганизованность и дисциплина, внутренне присущие Б.Ф. Громову, способствовали этому выбору.

В 1952 г., когда вышло подписанное Сталиным Постановление Правительства о развертывании в Советском Союзе работ по созданию АПЛ, благодаря дипломному проекту Б.Ф. Громова уже было понимание того, что должно быть в техническом задании на разработку ЯЭУ.

К моменту выхода этого Постановления, означавшего, что работам по созданию АПЛ придается государственный приоритет, уже было известно, что в США завершаются работы по созданию для АПЛ ЯЭУ двух типов: с реактором на тепловых нейтронах, в котором в качестве замедлителя нейтронов и теплоносителя использовалась вода под давлением и реактором на промежуточных нейтронах, в котором в качестве замедлителя нейтронов использовался металлический бериллий, а в качестве теплоносителя – жидкий натрий. Выбор натрия был обусловлен его высокими теплопередающими качествами, а также тем, что в США уже был накоплен опыт обращения с этим теплоносителем применительно к создаваемым экспериментальным реакторам на быстрых нейтронах.

Однако, в отличие от решения, принятого в США, А.И. Лейпунским в качестве жидкометаллического теплоносителя для ЯЭУ АПЛ был выбран эвтектический сплав свинца и висмута, несмотря на его худшие в сравнении с натрием теплопередающие свойства. Жизнь впоследствии подтвердила правильность этого выбора.

Работа по созданию ЯЭУ с ЖМТ для АПЛ проходила в специфических условиях, которые характеризовались сжатыми директивными сроками (гонка вооружений была в разгаре и нужно было быстро догонять и перегонять США), полным отсут-

ствием какого-либо отечественного или зарубежного опыта обращения с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут, высокой требовательностью государственных органов за сроки выполнения и результаты проводимых работ, максимально возможной финансовой и организационной поддержкой государства.

Это наложило свой отпечаток и на стиль работы Б.Ф. Громова как руководителя коллектива, нацеленного на быстрое и правильное решение задачи в условиях отсутствия достаточных знаний и опыта. Сначала это был коллектив лаборатории, затем отдела, включающего три лаборатории, затем сектора (отделения), состоявшего из трех отделов. После кончины в 1972 г. А.И. Лейпунского, Б.Ф. Громов назначается заместителем директора института, на которого ложится вся полнота ответственности за принимаемые по линии научного руководства решения.

По мере развертывания работ по созданию ЯЭУ с ЖМТ все большее число специалистов ФЭИ различного профиля – физики-расчетчики и экспериментаторы, химики, теплофизики, гидродинамики, материаловеды, специалисты по технологии свинцово-висмутового теплоносителя, расчетам радиационной защиты, разработчики твэлов, инженеры-эксплуатационники, становились участниками проводимых совместно работ, искали ответы на появляющиеся вопросы. В это время в институте по тематике свинцово-висмутовых реакторов работало около 2500 человек.

Сложность решаемых проблем, их комплексный характер требовали привлечения специалистов самого различного профиля, проведения многочисленных совещаний с выдачей конкретных поручений специалистам и руководителям разного уровня, организации оперативного контроля их исполнения.

В период разработки ЯЭУ с ЖМТ и в ходе их эксплуатации Б.Ф. Громову вносилось множество предложений, направленных на улучшение тех или иных характеристик ЯЭУ. Все эти предложения внимательно им рассматривались с приглашением для их обсуждения как авторов, так и оппонентов.

Б.Ф. Громов обладал острым критическим умом и огромной эрудицией. Он мгновенно находил слабые места в обсуждавшихся у него предложениях. Его критика была жесткой, но конструктивной, и поэтому не вызвала никаких обид. Борьба идей, которая была и внутри, и вне института, у него никогда не превращалась в борьбу людей. Ему были совершенно чужды закулисная возня, интриги. Эти качества вызывали у всех глубокое уважение.

Предложения также отклонялись, если выяснялось, что для проверки их реализации требуется слишком большое время. В результате авторы в большинстве случаев сами снимали свои предложения. При положительных результатах рассмотрения Б.Ф. Громов принимал все меры для их скорейшего внедрения с привлечением авторов.

Многогранная работа Б.Ф. Громова не ограничивалась рамками ФЭИ. Он постоянно выезжает для решения возникающих проблем в конструкторские организации – ОКБ «Гидропресс» и ОКБМ, в которых велась разработка проектов реакторных установок, в институты, где разрабатывались топливные и конструкционные материалы – НИИ-9, ЦНИИ КМ «Прометей», ЦНИИТМАШ, к конструкторам АПЛ в СПМБМ «Малахит», на судостроительные заводы, которые строили АПЛ в Северодвинске и Ленинграде, в НИТИ (Сосновый Бор), где эксплуатировался наземный стенд-прототип, на базу ВМФ, эксплуатирующую АПЛ. Во всех этих организациях Б.Ф. Громов имел высокий авторитет и пользовался большим уважением как у рядовых специалистов, так и у руководителей, с которыми он общался.

При активнейшем участии Б.Ф. Громова в здании 75 ФЭИ был пущен наземный стенд-прототип 27/ВТ (1958 г.). Вскоре после этого реакторная установка демон-

стрирует успешную работу на уровне мощности 60% от номинальной непрерывно в течение двух месяцев. Подтверждена возможность эксплуатации РУ при постоянной течи парогенераторов (ПГ) до 10 кг/ч (первые модификации ПГ не отличались высокой надежностью). Министр судостроительной промышленности Б.Е. Бутома и Главнокомандующий ВМФ адмирал флота Советского Союза С.Г. Горшков поздравляют коллектив с успешной работой стенда. Принимается решение о строительстве большой серии АПЛ.

В 1963 г. в Северодвинске завершается строительство первой опытной АПЛ проекта 645 с двумя реакторами. АПЛ успешно проходит государственные испытания и Правительственная комиссия, в состав которой входит Б.Ф. Громов, принимает решение о передаче АПЛ ВМФ. Вскоре после этого АПЛ совершает рекордный для того времени автономный поход, проведя под водой без всплытия около двух месяцев, скрытно проходит в Средиземное море и только там позволяет обнаружить себя американцам.

На двух судостроительных заводах в Ленинграде и Северодвинске развертывается строительство серии АПЛ проекта 705 (705К), которые уже тогда называли кораблями XXI века: малое водоизмещение, высокие скорость и маневренность (качество подводного истребителя), ядерная установка с ЖМТ, титановый корпус, комплексная автоматизация (малочисленный экипаж), уникальные блочная турбоустановка и электроэнергетическая система с частотой тока 400 Гц и многое другое. Начиная с 1976 г., ВМФ сдаются головная и серийные АПЛ этих проектов.

Несомненно, что Б.Ф. Громов испытывал чувство глубокого удовлетворения, когда видел, что результаты нейтронно-физических, теплогидравлических и динамических расчетов, расчетов радиационной защиты, выполненных под его руководством, подтверждаются результатами измерений, проведенных в период испытаний и эксплуатации реакторных установок, что активные зоны реакторов вырабатывают проектный энергоресурс без повреждений и разработанные под его руководством устройства и регламент работ по технологии теплоносителя обеспечивают поддержание его качества в установленных пределах.

Вместе с тем, освоение ЯЭУ с ЖМТ, как и любых других новых сложных наукоемких технологий, сопровождалось неизбежными на начальном этапе, как показывает история развития техники, трудностями и неудачами, которые Б.Ф. Громов тяжело переживал, считая себя ответственным, хотя все они были predetermined условиями того времени.

Так случилось, что из-за плохого знания констант урана-235 в промежуточной области энергий (это было начало 50-х годов) критическая сборка с замедлителем, моделирующим бериллий (графит, пропитанный парафином, который мы называли в шутку экабериллием), оказалась глубоко подкритической. Позже появились данные по константам, объясняющие это несовпадение расчета с экспериментом.

В 1954 г. была собрана новая сборка с парафиновым замедлителем. При проведении эксперимента произошел разгон на мгновенных нейтронах. Большую дозу облучения на кисть получил физик-экспериментатор А.В. Малышев. Борис Федорович непосредственного участия в эксперименте не принимал, он отвечал за физические расчеты, но переживал о произошедшем очень сильно, хотя его вины здесь не было никакой. К сожалению, такие ошибки в технике проведения экспериментов бывали и позднее, и не только в ФЭИ, и не только в нашей стране.

Другие серьезные проблемы возникли в ходе эксплуатации ЯЭУ.

Неготовность инфраструктуры береговой базы вызвала необходимость работы реакторной установки (РУ) на мощности 0,5 % от номинальной при стоянке АПЛ в базе для поддержания жидкого агрегатного состояния свинцово-висмутового теплоносителя (СВТ). Это вызывало справедливые нарекания ВМФ и потребовало разработ-

ки безопасного для оборудования режима «замораживания-размораживания» СВТ. Такой режим был разработан, однако внедрить его в практику в связи с принятым в середине 90-х годов решением о прекращении дальнейшей эксплуатации АПЛ этого типа не удалось.

Значительную озабоченность вызывала радиационная опасность полония-210, образующегося при захвате нейтронов висмутом, проявлявшаяся в период проведения ремонтно-восстановительных работ на разгерметизированном первом контуре и после аварийных проливов СВТ.

Последующий мониторинг облучаемости персонала (как экипажей АПЛ, так и гражданских специалистов, принимавших участие в ремонтно-восстановительных работах, в том числе и в работах по удалению вытекшего теплоносителя) по этому радионуклиду показал, что ни у кого из обследованных содержание полония-210 в организме не превышало допустимых пределов. Все это позволило сделать вывод о том, что проблема обеспечения радиационной безопасности эксплуатационного персонала ЯЭУ с СВТ была успешно решена.

Особое место в полной драматизма эпопее освоения реакторов с СВТ для АПЛ заняла проблема технологии теплоносителя. Под этим словосочетанием понимается контроль и поддержание требуемого качества теплоносителя в ходе эксплуатации РУ.

Важность этой проблемы была понята после аварии реактора на первой опытной АПЛ проекта 645 (1968 г.). Строительство всей серии АПЛ проектов 705 (705К) было приостановлено до разработки технических мероприятий, исключающих такие аварии на строящихся АПЛ. Решение этой задачи было взято под контроль Военно-промышленной комиссией при Совете Министров СССР.

В результате напряженной работы многих коллективов и, прежде всего, ФЭИ, проводившейся под научным руководством Б.Ф. Громова, комплексная проблема технологии теплоносителя была успешно решена.

Однако соответствующие методы и устройства были разработаны в период, когда завершалось строительство запланированной серии АПЛ проектов 705 и 705К. Поэтому разместить необходимые устройства как штатные в составе РУ не удалось. Часть устройств была скомпонована в базовой установке, требовавшей один раз в год подключения к РУ. Это, конечно, осложняло базовое обслуживание АПЛ. Отмеченное обстоятельство вызывало справедливое недовольство ВМФ и было, наряду с упомянутой необходимостью работы реактора при стоянке АПЛ в базе, в числе причин, приведших к решению о прекращении эксплуатации АПЛ.

Следует отметить, что при разработке РУ следующего поколения этот опыт был полностью учтен. Все устройства контроля и поддержания качества теплоносителя (необходимо управлять лишь одним параметром – содержанием растворенного в СВТ кислорода) размещены в составе РУ как штатные, действуют автоматически и не требуют какой-либо специальной базовой инфраструктуры.

После реализации первоочередных мероприятий строительство АПЛ было продолжено и первая опытная АПЛ этого проекта (заказ 900) постройки Ленинградского Новоадмиралтейского завода в 1970 г. была предъявлена к испытаниям.

Нужно напомнить, что это был год столетия со дня рождения В.И.Ленина и год окончания очередной пятилетки. Никакие силы не могли препятствовать стремлению вовремя отпраздновать о достигнутых успехах. Поэтому строительство этой АПЛ шло в большой спешке с огромным количеством отступлений от требований технической документации, что и дало о себе знать в период испытаний и опытной эксплуатации этой АПЛ, акт о приемке которой в состав ВМФ был подписан вечером 31 декабря 1971 г. Председателем Правительственной комиссии адмиралом флота Г.М. Егоровым.

Однако уже весной 1972 г. было принято решение о прекращении опытной эксплуатации и выводе этой АПЛ из состава ВМФ для проведения ревизии реакторной установки ОК-550 с целью определения причин выхода ее из строя (потеря герметичности вспомогательных трубопроводов первого контура на двух петлях теплообмена из трех при невозможности ремонта из-за сильной затесненности отсека) и сокращения запланированной большой серии АПЛ этих проектов до шести кораблей, стоящих на заводских стапелях.

В результате ревизии причины потери герметичности вспомогательных трубопроводов были выяснены. По выработанным рекомендациям были разработаны и внедрены на серийных АПЛ исчерпывающие мероприятия, полностью исключившие, как показал опыт их эксплуатации, повторение подобных отказов. В заключении комиссии, проводившей ревизию, членом которой был Б.Ф. Громов, специально отмечено, что причины выхода из строя реакторной установки не связаны с использованием жидкометаллического теплоносителя.

«Семьсотпятый» как первая попытка прорыва за отведенный предел не был лишен недостатков, но принципиальных ошибок в нем не было – время это доказало» – писал М.Г. Русанов – главный конструктор АПЛ пр. 705 и 705 К.

Запланированная серия АПЛ была достроена, и она успешно эксплуатировалась в течение 15–20 лет. АПЛ этого проекта за свои скоростные и маневренные качества была занесена в Книгу рекордов Гиннеса (она могла уходить от американских торпед).

Многие командиры этих АПЛ в своих воспоминаниях дают очень высокую оценку подводной лодке, в том числе и ее ядерно-энергетической установке, сильно опередившей свое время.

В результате всех этих работ, научное руководство которыми последние 30 лет осуществлял Б.Ф. Громов, в России освоена уникальная, не имеющая мировых аналогов ядерная энергетическая технология (всего на АПЛ и наземных стендах эксплуатировалось 12 реакторов с общей наработкой 80 реакторо-лет), имеющая большую перспективу развития в гражданской ядерной энергетике. Среди таких работ можно назвать АЭС малой мощности «Ангстрем-П» (блочно-транспортабельная), «Крузиз-50» (плавучая), БРУС-150, СВБР-75/100.

На формирование Б.Ф. Громова как крупного ученого-руководителя большое влияние оказали люди, с которыми он общался. Прежде всего, это, конечно, А.И. Лейпунский, с которым Б.Ф. Громов проработал рука об руку более 20 лет, это академики А.П. Александров, Н.Н. Исанин, А.Г. Иосифян, В.И. Кирюхин, Г.И. Марчук, В.И. Субботин, В.А. Трапезников, Ф.М. Митенков, Н.С. Хлопкин; это главные конструкторы – Б.М. Шолкович, И.И. Африкантов, В.В. Стекольников, М.Г. Русанов, А.К. Назаров; это адмиралы – Г.Н. Холостяков, Г.М. Егоров, П.Г. Котов и многие другие руководители.

Говоря о Б.Ф. Громе, нельзя не отметить его увлечения волейболом, который выработал у Бориса Федоровича бойцовские качества и чувство команды. У него был сильнейший удар, которого боялись противники. Правда, вначале большинство ударов шло в аут. Но он знал, что мастерство обязательно придет, если хорошо работать. Так и случилось. В дальнейшем он забивал такие «гвозди», что взять их было очень трудно. И в последние годы жизни он хорошо играл в сборной ветеранов. Он принимал также активное участие в лыжных кроссах, увлеченно собирал грибы, ходил в турпоходы, что помогало выдерживать большие эмоциональные нагрузки. Но, конечно, главным в его жизни была работа, которой он отдавал все свои силы.

В последний период своей трудовой деятельности Б.Ф. Громов возглавил работы по разработке и созданию первой в мире жидкометаллической свинцово-висмутовой мишени для протонного ускорителя. Мишенный комплекс, изготовленный ОКБ «Гидропресс», успешно прошел теплогидравлические испытания в ФЭИ и был отправлен в США. В этот период Б.Ф. Громов побывал во многих странах, и его узнали и высоко оценили многие зарубежные ученые, с которыми он контактировал на международных конференциях и семинарах.

Научные достижения Б.Ф. Громова отмечены присуждением ему ученой степени кандидата физико-математических наук (1961 г.), доктора физико-математических наук (1966 г.); в 1968 г. ему присваивается ученое звание профессора. Он являлся заместителем председателя двух диссертационных советов института, членом диссертационного совета НИКИЭТ, членом секции судовых ядерных энергетических установок НТС Минатома и Экспертного совета ВАК.

Б.Ф. Громов вел большую общественную работу в выборных органах, был членом Обнинского городского комитета КПСС и депутатом Калужского областного Совета депутатов трудящихся. Его трудовая деятельность высоко оценена государством. Он был удостоен звания лауреата Ленинской и Государственной премий, дважды награжден орденами Трудового Красного Знамени, медалями. Ему присвоено почетное звание заслуженного деятеля науки и техники Российской Федерации. Он являлся членом Нью-Йоркской Академии наук.

Среди подкупающих личных качеств Бориса Федоровича хочется, прежде всего, отметить его доброжелательность к людям и скромность. Проблемы, которые у него временами возникали, он переживал молча, внутри себя, не выплескивая свои эмоции на окружающих. Б.Ф. Громов никогда не повышал голос, не ставил людей в неловкое положение, даже если были причины для недовольства сотрудником.

Если он узнавал, что кто-либо из сотрудников оказывался в трудном положении, он, используя свое влияние и авторитет, всегда старался помочь.

В заключение необходимо отметить, что Б.Ф. Громовым было сделано, конечно, очень много, но работа над новыми безопасными реакторами со свинцово-висмутовым теплоносителем продолжается и есть уверенность, что в обозримом будущем силами нового молодого поколения будет достигнута цель, о которой мечтал Б.Ф. Громов.

И, как говорил один из творцов ядерного века, выдающийся организатор атомной промышленности Ефим Павлович Славский, «...дай Бог сегодняшнему молодому поколению сохранить ту жажду жизни и преданность труду, которые были так присущи моим товарищам».

Литература

1. Славский Е.П.: страницы жизни. – М.: ИздАТ, 1998. – 240 с.
2. Малая скоростная автоматизированная подводная лодка–истребитель пр. 705 (705К). – СПб.: специальный выпуск альманаха «Тайфун», 2002. – 72 с.

Поступила в редакцию 1.09.2006

УДК 621.039.76

ПРОБЛЕМЫ И ПОДХОДЫ К ОБРАЩЕНИЮ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ АТОМНЫХ ПОДВОДНЫХ ЛОДОК

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. Грантин**,
В.А. Василенко***, В.П. Журавлев***, Б.В. Филатов***,
Р.Д. Филин***

*ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск

**ОКБ «Гидропресс», г. Подольск

***НИТИ им. А.П. Александрова, г. Сосновый Бор



Рассмотрены проблемы обращения с ОЯТ жидкометаллических реакторов и сформулированы основные подходы по их решению, которые в конечном итоге могут быть реализованы в качестве самостоятельных проектов с использованием российского бюджетного финансирования, а также двустороннего и многостороннего финансирования странами-донорами в рамках международного сотрудничества РФ по комплексной утилизации АПЛ и реабилитации радиационно-загрязненных объектов в Северо-западном регионе.

ВВЕДЕНИЕ

В период 1962–1997 гг. в составе ВМФ России эксплуатировались атомные подводные лодки (АПЛ) с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) свинец – висмут в первом контуре реакторной установки. Реакторы этих АПЛ были разработаны под научным руководством ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского (далее ГНЦ РФ-ФЭИ) и относились к типу реакторов на промежуточных нейтронах [1]. В состав топливной композиции реакторов входил интерметаллид $U\text{Ве}_{13}$, диспергированный в бериллиевой матрице, с обогащением по $U\text{-}235$ до 90%.

Всего было построено 8 АПЛ, оснащенных такими реакторами. Первая АПЛ Проекта 645 (класса «Ноябрь») имела два реактора на борту. После аварии на реакторе левого борта с частичным разрушением активной зоны, происшедшей в 1968 г. во время второй кампании, АПЛ находилась в длительном отстое, и после заполнения свободных

© 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. Грантин, В.А. Василенко, В.П. Журавлев, Б.В. Филатов, Р.Д. Филин, 2007

полостей в реакторах и самого реакторного отсека консервантами, была затоплена в 1981 г. в Карском море.

Остальные семь АПЛ Проектов 705 и 705К (известные на Западе как АПЛ класса «Альфа») были оснащены одним реактором. Кроме того, два реактора функционировали независимо в качестве полномасштабных наземных стендов-прототипов указанных корабельных ЯЭУ, в том числе в ГНЦ РФ-ФЭИ – стенд 27/ВТ как прототип реактора АПЛ Проекта 645 [2] и в НИТИ им. А.П. Александрова (далее НИТИ) стенд КМ-1 – прототип АПЛ Проекта 705 [3].

В отличие от водо-водяных реакторов погрузка-выгрузка активных зон реакторов АПЛ с ЖМТ и их последующее хранение осуществляются в форме единой выемной части, включающей в себя активную зону с погруженными в нее стержнями СУЗ, боковой бериллиевый отражатель (Проекты 645 и 705К) и верхнюю пробку биологической защиты [4]. Из реакторов АПЛ Проекта 705 боковой бериллиевый отражатель при выгрузке ядерного топлива не извлекается [5].

Следует отметить, что процессы вывода из эксплуатации АПЛ, их утилизации, хранения и переработки ОЯТ, возможного возвращения урана в топливный цикл необходимо рассматривать в неразрывной связи с жизненным циклом ЯЭУ с ЖМТ. Выгружаемая из реактора отработавшая активная зона является подкритическим реактором и представляет собой источник потенциальной ядерной опасности до тех пор, пока не будет разобрана на ядерно-безопасные сборки тепловыделяющих элементов [6].

Целью работы является рассмотрение проблем обращения с ОЯТ жидкометаллических реакторов и формулирование основных подходов по их решению, которые в конечном итоге могут быть реализованы в качестве самостоятельных проектов с использованием российского бюджетного финансирования, а также двустороннего и многостороннего финансирования странами-донорами.

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ НАЗЕМНЫХ СТЕНДОВ-ПРОТОТИПОВ

Стенд 27/ВТ

С 1959 по 1976 гг. в ГНЦ РФ-ФЭИ эксплуатировался наземный стенд 27/ВТ с жидкометаллическим теплоносителем – прототип ЯЭУ АПЛ Проекта 645 [2]. Тепловыделяющие элементы были стерженькового типа, состоящие из брикетов топлива, заключенных в стальную оболочку. Общее количество тепловыделяющих элементов в активной зоне около 2600 шт. Номинальная тепловая мощность реактора 70 МВт.

Первая кампания активной зоны реактора составляла около 2000 эфф. ч и была выработана за период 1959–1961 гг. Спустя два месяца после выработки энергоресурса, активная зона в виде единой выемной части была выгружена из реактора при величине остаточного тепловыделения 20–25 кВт и помещена в специальное хранилище длительного расхолаживания, находящееся в здании реактора. Расхолаживание осуществлялось продувкой воздуха через активную зону со сбросом его в систему спецвентиляции через фильтры очистки от радиоактивных аэрозолей. В 1976 г. активная зона первой кампании стенда 27/ВТ была разобрана в специальном отделении разборки здания реактора, проведено освидетельствование ее состояния, после чего весь комплект тепловыделяющих элементов передан в центральное хранилище ядерного топлива ГНЦ РФ-ФЭИ. В настоящее время твэлы хранятся в условиях, отвечающих требованиям государственных надзорных органов по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при надежной физической защите помещения хранилища. В перспективе возможна отправка хранящегося комплекта твэлов в специальных контейнерах на переработку на ПО «Маяк».

Вторая кампания активной зоны этого реактора (1966–1976 гг.) составляла около 3000 эфф. ч. Однако по ряду технических причин эксплуатация активной зоны была прекращена после выработки 50% кампании. Активная зона была выгружена из реактора в 1976 г. и вскоре также была разобрана покассетно в ГНЦ РФ-ФЭИ. Как и комплект твэлов активной зоны первой кампании, твэлы второй кампании переданы на хранение в центральное хранилище ГНЦ РФ-ФЭИ и могут быть в последующем отправлены на переработку на ПО «Маяк». Здание для хранения ОЯТ реакторов стенда 27/ВТ имеет лицензию на право эксплуатации стационарных сооружений, предназначенных для хранения ядерных материалов. В заключении по ядерной безопасности показано, что аварийные ситуации с затоплением чехлов с твэлами водой не приведет к увеличению $K_{эфф}$ более 0.95.

Стенд КМ-1

Наземный стенд КМ-1 – прототип ЯЭУ атомной подводной лодки класса «Альфа» с паропроизводящей установкой ОК-550 эксплуатировался в НИТИ в период с 1978 г. по март 1986 г. [3]. Активная зона реактора этого стенда отработала 105% кампании с общей выработкой около 780000 МВтЧ тепловой энергии. Осенью 1987 г. активная зона в составе единой выемной части была выгружена из реактора и помещена в хранилище длительного расхолаживания. При этом выемная часть с находящейся в ее составе активной зоной помещена в стальной стакан, предварительно заполненный чистой эвтектикой свинец-висмут. Снаружи стакана имеется система водяного охлаждения для снятия тепла остаточного тепловыделения. Ведется контроль температуры теплоносителя в активной зоне, а также дозиметрический контроль в помещении хранилища. Информация выведена на пульт оператора реакторной установки. В настоящее время температура теплоносителя при отключенной системе водяного охлаждения не превышает 60–80°C и, таким образом, активная зона находится в «замороженном» сплаве свинец-висмут. Стержни СУЗ введены в активную зону и обездвижены.

Все операции по подготовке к выгрузке, выгрузка и установка ОВЧ в хранилище производились в соответствии с технологическим процессом, разработанным НИТИ. Научное руководство выгрузкой ОВЧ осуществлял ГНЦ РФ-ФЭИ.

Поверхности хранилища, выполненные из стали, легко дезактивируются. Хранилище размещено в здании технологической зоны. Оно защищено от воздействия атмосферных осадков. В помещении поддерживается положительный температурный режим. Хранилище оборудовано охранной сигнализацией, рабочим и аварийным освещением. Помещение хранилища находится на круглосуточном режиме контроля дежурной смены.

На момент выгрузки ОВЧ остаточное энерговыделение оценивалось в 4,2 кВт, на настоящий момент экспериментальная и расчетная оценки дают ~ 1 кВт [7].

Подкритичность отработавшей активной зоны стенда КМ-1 в хранилище здания, рассчитанная и согласованная с отраслевым отделом ядерной безопасности, оценена как удовлетворяющая требованиям ядерной безопасности, $K_{эфф} < 0.92$.

За время хранения ОВЧ в хранилище отсутствовали случаи превышения порогов сигнализации по каналам контроля мощности дозы гамма-излучения и плотности потока промежуточных нейтронов. Отсутствовали случаи загрязнения воздуха в хранилище α - и β -активными аэрозолями.

Температура в ОВЧ контролируется периодически по трем независимым каналам, два из которых – штатные с датчиками промышленного изготовления в виде хромель-копелевых термпар типа ТХК и одной экспериментальной, изготовленной в ГНЦ РФ-ФЭИ, хромель-алюмелевой термпары типа ТХА.

Появление воды в шахте хранилища контролируется двумя штатными датчиками ДСВ, размещенными в гильзах специальных каналов в бетонном массиве хранилища, а све-

товая и звуковая сигнализации выведены на пульт дежурного оператора. Работоспособность канала на функционирование проверяется ежеквартально. Случаев появления воды в шахте хранилища не было.

Комплекс организационно-технических мероприятий, реализованный при хранении ОВЧ стенда КМ-1, обеспечивает контроль за ядерной и радиационной безопасностью ее хранения в соответствии с действующими нормами и правилами.

Следует отметить, что в настоящее время до конца не решена проблема окончательного обращения как с разобранными ОТВС стенда 27/ВТ, так и ОВЧ стенда КМ-1 [7].

ПРОБЛЕМЫ НАЗЕМНОГО ХРАНЕНИЯ В ГРЕМИХЕ ВЫГРУЖЕННЫХ ОВЧ

Из-за необеспеченности берегового технического обслуживания, сложившегося в начале 90-х годов, к 1997 г. все АПЛ проектов 705 и 705К с ЖМТ были выведены из эксплуатации. На шести АПЛ ядерное топливо выгружено, на одной (заказ № 910) ядерное топливо находится в реакторе, теплоноситель в котором «заморожен». Не выгружено ядерное топливо из двух вырезанных из АПЛ реакторных отсеков (заказ № 900), где теплоноситель в реакторах также «заморожен».

В настоящее время все выгруженные ОВЧ реакторов АПЛ с ЖМТ хранятся в хранилище длительного расхолаживания береговой технической базы, расположенной в п. Гремиха Мурманской обл. В их число входят:

- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 905 (Проект 705), выгруженная в 1989 г.;
- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 915 (Проект 705), выгруженная в 1990 г.;
- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 106 (Проект 705К), выгруженная в 1991 г.;
- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 107 (Проект 705К), выгруженная в 1992 г.;
- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 105 с блоком 125 ППУ (Проект 705К), выгруженная в 2005 г.;
- ОВЧ реактора АПЛ заказа № 105 с блоком 120 ППУ (Проект 705К), выгруженная в 2006 г.

В береговых хранилищах находятся также две ОВЧ АПЛ Проекта № 645 первой кампании, выгруженные из реакторов в 1967 г. Условия их хранения такие же, как и ОВЧ АПЛ проектов 705 и 705 К. Замена ядерного топлива на свежее в реакторах АПЛ проектов 705 и 705К не производилась. Энерговыработка активных зон этих реакторов составляет 10 ÷ 100% энергоресурса.

Условия хранения ОВЧ

Выгруженные ОВЧ с ОЯТ находятся в специальных условиях (рис. 1). Сразу после выгрузки ОВЧ временно помещалась в одну из ячеек хранилища предварительного расхолаживания в стальном герметичном баке, внутри которого находился жидкий расплав эвтектики свинец-висмут, предварительно разогретый выше ее температуры плавления. Сверху на бак устанавливался герметический колпак. После выключения системы обогрева, снижения остаточных тепловыделений и затвердевания эвтектики бак с ОВЧ перемещался в ячейку хранилища длительного расхолаживания для последующего планового хранения в течение 3–5 лет, после чего предполагалась переработка ОЯТ на ПО «Маяк» [8].

В настоящее время остаточное энерговыделение в каждой из хранящихся ОВЧ составляет не более ~1 кВт.

Радиационный потенциал ОВЧ

Работа реакторной установки АПЛ на энергетических уровнях мощности сопровождалась образованием и накоплением радиоактивности в активной зоне, стержнях СУЗ, в

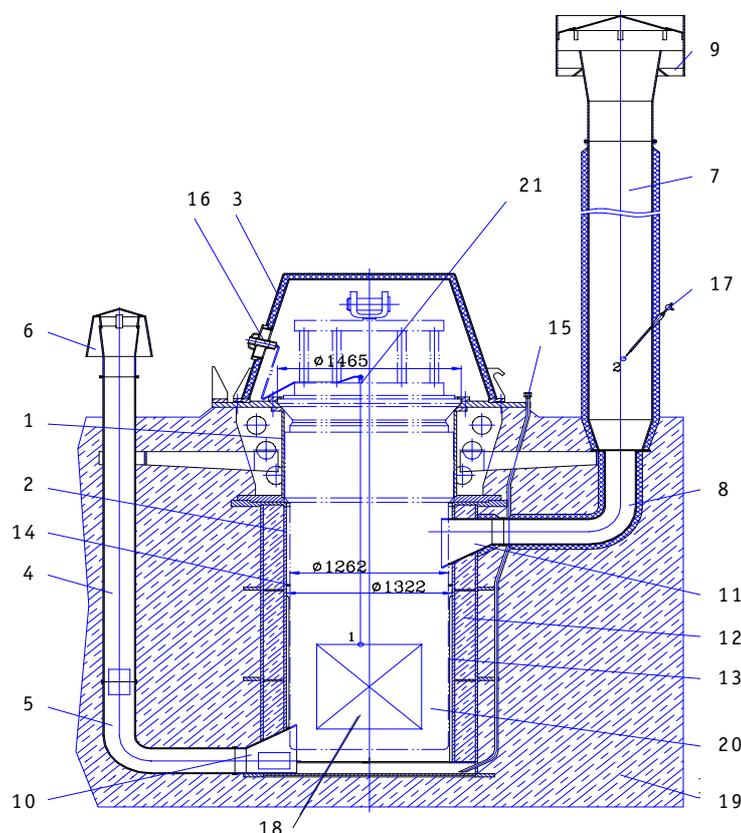


Рис. 1. Условия хранения ОВЧ в хранилище длительного расхолаживания: 1 – корпус верхний; 2 – корпус нижний; 3 – колпак; 4 – воздуховод входной; 5 – колено; 6 – дефлектор; 7 – воздуховод выходной; 8 – колено; 9 – дефлектор; 10 – патрубок; 11 – патрубок; 12 – защита; 13 – ребро; 14 – кольцо; 15 – труба дренажная; 16 – коробка проходная; 17 – термопреобразователь сопротивления; 18 – активная зона; 19 – бетонная защита; 20 – бак хранения ОВЧ; 21 – термоэлектрический преобразователь близлежащих конструкциях и в теплоносителе долгоживущей радиоактивности. Ее количество на каждой из АПЛ зависит от энерговыработки их реакторов.

На рис. 2 приведены расчетные данные по оценке уровней радиоактивности актиноидов, долгоживущих продуктов деления и долгоживущих радионуклидов активационного происхождения в реакторной установке АПЛ проекта 705К с полной выработкой энергоресурса активной зоны [6]. При этом предполагалось, что реактор отработал всю кампанию на номинальной мощности.

В поглощающих стержнях СУЗ реакторов АПЛ проектов 705 и 705К применена композиция, в состав которой входят бор и европий. Следствием этого явилась достаточно высокая накопленная радиоактивность изотопов Eu-152 и Eu-154 . Интересно отметить, что радиоактивность европия в поглощающих элементах на период выдержки 1–20 лет составила основной вклад в остаточное тепловыделение в активной зоне реактора, почти в два раза превысив вклад от продуктов деления.

В качестве замедлителя и отражателя нейтронов в активной зоне реактора применялся бериллий. Поэтому в результате реакции на ядра бериллия под действием нейтронов происходило образование трития. Кроме того, тритий образовывался в поглощающих стержнях СУЗ в результате реакции на ядра бора под действием нейтронов, а также при тройном делении урана.

Анализ радиационного потенциала показывает, что суммарная активность долгоживущих радионуклидов в ядерном топливе, в конструкциях и в теплоносителе в период

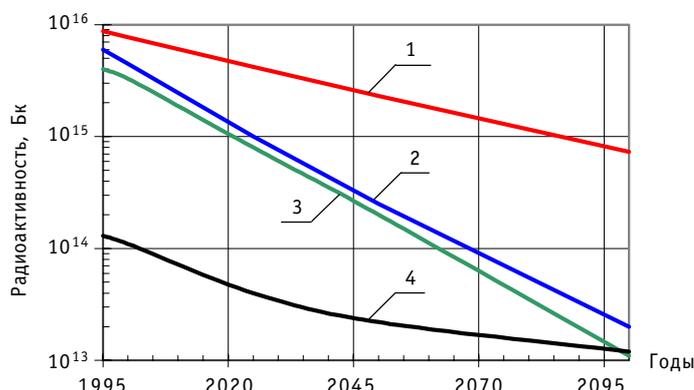


Рис. 2. Радиационный потенциал ОВЧ: 1 – продукты деления; 2 – стержни СУЗ (Eu-152, E-154); 3 – тритий; 4 – актиноиды

выдержки 5–50 лет после остановки реактора может достигать $2.2 \cdot 10^{16}$ – $3.7 \cdot 10^{15}$ Бк соответственно. Таким образом, все хранящиеся ОВЧ относятся к высокоактивному ОЯТ.

Важно отметить, что среди накопленных за кампанию в активной зоне актиноидов, количество Pu-238 ($T_{1/2} = 87.75$ лет) составляет примерно 80 г. Это обуславливает постоянно действующий в остановленном реакторе, в соответствии с периодом полураспада Pu-238 (и с учетом умножения в подкритическом реакторе), нейтронный источник интенсивностью до $\sim 4 \cdot 10^{10}$ н/с [6].

Процесс разогрева в воздушной атмосфере сплава свинец-висмут в баке длительного расхолаживания ОВЧ не исключал образование на поверхности сплава в баках окислов свинца. Быстрое погружение в разогретый сплав выемных частей, представляющих собой кластеры из более 4200 твэлов, установленные в нижние решетки, имеющие малые отверстия для прохода теплоносителя, с последующим отключением обогрева, могло привести к неравномерному заполнению эвтектикой объема активной зоны и образованию в нем воздушных полостей и каверн. Кроме того, застывание эвтектики может сопровождаться образованием усадочных зазоров вокруг твэлов и чехлов СУЗ. Таким образом, нельзя полностью исключить образование в активных зонах, находящихся в «замороженной» эвтектике в баках ячеек хранилища, сложной системы пустот и воздушных каналов.

После установки ОВЧ на посадочные места корпусов хранилищ сверху хранилищ устанавливались колпаки с герметизацией места установки колпаков с помощью прокладок и обмазки битумом. Однако проверка степени герметизации не производилась ни по завершению выгрузки ОВЧ, ни в последующем при хранении ОВЧ в ячейках хранилища длительного расхолаживания. Верхние колпаки ячеек этого хранилища, где в настоящее время находятся 7 ОВЧ, непосредственно контактируют с окружающей атмосферой. Следовательно, при неплотности колпаков и прокладок дождевая и конденсационная влага может поступать непосредственно в стальные баки, где хранятся ОВЧ, а при наличии пустот, каверн и усадочных зазоров в застывшей эвтектике свинец-висмут, непосредственно в объемы активных зон, повышая их реактивность.

Согласно предварительным расчетам, попадание ~ 1 кг холодной воды, равномерно распределенной по объему активной зоны, может вносить положительный эффект в реактивность $1 \beta_{эфф}$ [7]. Следовательно, при подкритичности $\sim 10 \beta_{эфф}$, поступление ~ 10 кг воды ($\sim 5\%$ от объема теплоносителя в активной зоне) может привести к достижению критичности ОВЧ ($K_{эфф} = 1$). Таким образом, длительное неконтролируемое хранение ОВЧ в таких условиях может привести к возникновению самопроизвольной цепной реакции (СЦР). Имеющаяся в настоящее время возможность контроля поступления воды в кольцевой зазор между стенкой бака и корпусом хранилища не решает задачи

обеспечения ядерной безопасности при хранении ОВЧ, т.к. эффект влияния влаги в этом районе на реактивность незначителен.

Кроме того, появление влаги в баках может вызвать процессы гальванохимической или контактной коррозии элементов конструкций ОВЧ, в том числе оболочек твэлов, их повреждение и осложнение радиационной обстановки при последующем обращении с ОВЧ (транспортировка, разборка и т.д.) после завершения ее длительного хранения.

Следует также учесть, что имеет место низкотемпературное охрупчивание стальных оболочек топливных элементов ОВЧ, поглотителей СУЗ, а также стальных конструкций ОВЧ, что может привести к усложнению процесса выгрузки ОЯТ из контейнера наземного хранения и его транспортировку на перерабатывающий завод [9].

Таким образом, необходим глубокий анализ и последующее исключение всех, даже маловероятных путей воздействия на подкритичность хранящихся ОВЧ, и выполнение следующих первоочередных мероприятий:

- расчетно-экспериментальное исследование физико-химических процессов, происходящих внутри хранящихся ОВЧ, анализ подкритичности системы и факторов, влияющих на ядерную безопасность [10];
- разработка, создание, монтаж и запуск системы радиационного и физического мониторинга, а также аварийной сигнализации, на обоих хранилищах, с единым пультом управления;
- выдача обоснованного заключения о возможности продления срока службы хранилищ предварительного и длительного расхолаживания.

ПРОБЛЕМЫ ВЫГРУЗКИ ОЯТ ИЗ АПЛ И НАХОДЯЩИХСЯ НА ПЛАВУ ВЫРЕЗАННЫХ РЕАКТОРНЫХ ОТСЕКОВ

В настоящее время не выгружено ОЯТ из следующих АПЛ и находящихся на плаву реакторных отсеков АПЛ:

- 1) 2-х РУ в составе АПЛ Заказа 601 (вторая кампания) Проекта 645, затопленной в Карском море в 1981 г.;
- 2) АПЛ Заказа 910, хранящейся на плаву в пункте приписки;
- 3). вырезанного РО Заказа 900.

Выгрузки этих ОЯТ сопряжены с проблемами различной степени сложности.

АПЛ Проекта № 645

АПЛ с двумя ядерными реакторами после аварии в 1968 г., приведшей к повреждению активной зоны левого борта во время второй кампании, была планомерно затоплена в 1981 г. в заливе Степового на глубине ~ 50 м. Предварительно полости I контура были заполнены консервантом на основе фурфурола с поглощающими нейтроны добавками, а свободный объем реакторного отсека заполнен битумом.

Периодическое обследование акватории вблизи места затопления АПЛ не выявило появления радиоактивности в воде и донных отложениях сверх фоновых значений [11].

Для решения вопроса о дальнейшем обращении с ОЯТ необходимо решение о подъеме этой АПЛ.

АПЛ Заказа 910

В апреле 1989 г. в период прохождения заводского ремонта на «Севмашпредприятии» произошло резкое ухудшение радиационной обстановки над крышкой реактора АПЛ Заказа 910 с ~ 0.1 до ~ 3000 Р/ч. Спектрометрический анализ показал, что причиной является выход поглощающей композиции, содержащей европий, в полость исполнительного механизма (ИМ) компенсирующих стержней КС-4, КС-7 и центрального компенсирующего стержня ЦКС.

Для улучшения радиационной обстановки была смонтирована нештатная защита из свинцовых листов и мешочков со свинцовой дробью, общей толщиной до ~1000мм, над всей крышкой реактора с местными усилениями в районе КС-4, КС-7 и ЦКС.

Энерговыработка реактора составляет 77,1% от энергоресурса, активная зона на момент замораживания в декабре 1989 г. находилась в нормальном состоянии в соответствии с нормативными требованиями.

В настоящее время с целью нормализации радиационной обстановки при проведении работ по штатной технологии выгрузки ОВЧ рассматривается, как один из возможных вариантов снижения радиоактивного загрязнения, проведение дезактивации деталей и поверхностей нижней части внутренних полостей ИМ СУЗ с последующим их заполнением твердеющим консервантом.

Реакторный отсек (РО) Заказа 900

РО был законсервирован по типу консервации РО АПЛ Проекта № 645: газовые полости первого контура реактора заполнены консервантом на основе фурфурола, а часть свободного объема РО заполнена битумом.

В настоящее время использование штатной технологии выгрузки ОЯТ этого реактора невозможно.

ПРОБЛЕМЫ РАЗБОРКИ ОВЧ И ПОСЛЕДУЮЩЕГО ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ

В настоящее время не выбран оптимальный вариант транспортно-технологической схемы утилизации и концепция обращения с ОЯТ, т.е. не принято решение: хранить или перерабатывать ОЯТ жидкометаллических реакторов АПЛ.

Вместе с тем следует отметить, что выгрузка ОЯТ из реакторов АПЛ с ЖМТ является лишь первым этапом процесса обращения с ОЯТ. В соответствии с государственной Концепцией комплексной утилизации АПЛ России отработавшее ядерное топливо подлежит вывозу из Северо-Западного региона на переработку. На сегодняшний день ставится задача о полной реабилитации п. Гремиха. Для выполнения этой задачи необходимо извлечь ОВЧ из контейнеров хранилища длительного расхолаживания и разобрать на ядерно-безопасные сборки твэлов с последующей их переработкой.

Для этого нужно создать специальное производство, включающее стапель для установки ОВЧ, системы разогрева, дренажа и утилизации жидкометаллического теплоносителя, «горячую» камеру для разборки демонтированных из ОВЧ тепловыделяющих сборок (ТВС), участок по кондиционированию ТРО, подъемно-транспортное оборудование, системы радиационного контроля и создания условий для безопасной работы персонала, систему физической защиты, производство по разборке ОВЧ, системы энергообеспечения и функционирования производства [8]. Кроме того, это производство должно быть укомплектовано квалифицированным персоналом.

Заслуживает внимания и идея создания специальной баржи, оснащенной всем вышеперечисленным оборудованием для разборки ОВЧ и доставки морским путем разобранных ТВС в Мурманск, а далее по железной дороге в контейнерах на ПО «Маяк» для переработки топлива [12]. При этом также решается проблема с доставкой ОВЧ стенда КМ-1 из НИТИ в п. Гремиха только внутри российскими путями речного, озерного и морского пароходства для разборки ОВЧ и последующего обращения с ОЯТ по этой схеме.

В случае принятия решения о нецелесообразности разборки и последующей утилизации выгруженных ОВЧ (при одновременном сохранении в силе решения о реабилитации базы в п. Гремиха) возникает новый спектр проблем [13].

1). Выбор другой площадки на Кольском полуострове для постоянного наземного хранения как выгруженного, так и невыгруженного ОЯТ АПЛ с ЖМТ.

2). Разработка и изготовление специального контейнера для транспортировки ОВЧ, хранящихся в п. Гремиха, на площадку постоянного хранения (ППХ).

3). Транспортировка ОВЧ из п. Гремиха и НИТИ на ППХ.

4). Выбор способа транспортировки и хранения невыгружаемого ОЯТ Заказов 900 и 910 на ППХ.

5). Обустройство ППХ и оснащение ее современными средствами обеспечения ядерной и радиационной безопасности для условий длительного (более 100 лет) хранения, включая:

- разработку, создание и ввод в эксплуатацию системы радиационного и физического контроля и аварийной сигнализации;

- разработку, создание и ввод в эксплуатацию современной системы физической защиты.

Решению этих проблем должно предшествовать всестороннее технико-экономическое обоснование целесообразности создания новой ППХ.

ВЫВОДЫ

1. В настоящее время не выбран оптимальный вариант транспортно-технологической схемы утилизации и концепция обращения с ОЯТ, т.е. не решен принципиальный вопрос: хранить или перерабатывать ОЯТ реакторов АПЛ с ЖМТ?

2. Первоочередной задачей, относящейся к выгруженному ОЯТ, является решение вопроса о продлении срока службы хранилищ предварительного и длительного расхолаживания в п. Гремиха до 2015 г.

3. Решение проблем выгрузки ОЯТ из реакторов АПЛ с ЖМТ и находящихся на плаву вырезанных РО требует индивидуального подхода к каждому из оставшихся Заказов, включая Заказ 105 с блоком 120 ППУ, выгрузка которого может быть осуществлена по штатной технологии.

4. В случае принятия решения о квалификации ОЯТ Заказов АПЛ 900 и 910 как невыгружаемого, и с учетом реабилитации базы в п. Гремиха, должна быть решена проблема обоснования и выбора места, сроков и способов хранения указанного ОЯТ, требующая отдельной проработки.

5. Проблема разборки выгруженных ОВЧ (в том числе ОВЧ стенда КМ-1) должна быть тесно увязана с выбором оптимального варианта транспортно-технологической схемы утилизации и принятием концепции по обращению с ОЯТ реакторов с ЖМТ.

6. Совокупность перечисленных проблем может быть детально рассмотрена и проработана в рамках международного сотрудничества РФ по комплексной утилизации АПЛ и реабилитации радиационно-загрязненных объектов в Северо-Западном регионе.

Литература

1. Громов Б.Ф., Тошинский Г.И., Чекунов В.В., Орлов Ю.И., Беломытцев Ю.С., Горелов И.Н., Карбаш А.Г., Леончук М.П., Панкратов Д.В., Пашкин Ю.Г. Создание РУ со свинцово-висмутовым теплоносителем для АПЛ. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях/Сб. докл. конф. (в 2-х т.). – Обнинск, 1999. – Т. 1. – С. 14.

2. Суворов Г.П., Бугреев М.П., Кузько О.В. Опыт создания и эксплуатации стенда 27/ВТ (там же). – Т. 1. – С. 70.

3. Филатов Б.В., Василенко В.А., Воронин В.Е., Андрианов А.К. Стенд КМ-1. Опыт эксплуатации (там же). – Т. 1. – С. 80.

4. Степанов В.С., Драгунов Ю.Г., Кутанов В.М., Шулындин В.А., Громов Б.Ф., Тошинский Г.И. Паропроизводящая установка БМ-40/А. Опыт создания и эксплуатации (там же). – Т. 1. – С. 88.

5. Митенков Ф.М., Антоновский Г.М., Беляев А.А., Рунов Б.И., Смирнов М.В. Опыт создания и эксплуатации оборудования РУ ОК-550 (там же). – Т. 1. – С. 84.

6. Зродников А.В., Игнатъев С.В., Панкратов Д.В., Тошинский Г.И., Забудько А.Н., Сазонов В.К. Выгрузка, хранение и последующее обращение с ОЯТ жидкометаллических реакторов: состо-

яние и проблемы/Тезисы докл. Международного научного семинара Россия-НАТО «Научные и технические проблемы обеспечения безопасности при обращении с ОЯТ и РАО утилизируемых АПЛ и НК с ЯЭУ» (Москва, Президиум РАН, 22-24 сентября 2004). – С. 33.

7. *Игнатъев С.В., Панкратов Д.В., Тошинский Г.И., Забудько А.Н., Андреянов В.С., Рябая Л.Д., Суворов Г.П., Хвостов П.В., Худяков Э.М., Филатов Б.В., Вишняков Б.С., Ильин В.Г., Кожевников Ю.М., Московичи П.Д.* Ядерная и радиационная безопасность длительного хранения ОЯТ реакторных установок наземных станций прототипов 27/ВТ и КМ-1 (там же). – С. 41.

8. *Сазонов В.К., Тихоненко В.Б., Тошинский Г.И., Тихомиров В.И., Шестопалов А.М., Степанов В.С., Вахрушин М.П., Алексеев Г.А.* Технология и опыт ремонтных работ и перегрузок топлива на ЯЭУ с теплоносителем свинец-висмут (там же). – Т. 2. – С. 643.

9. *Беспалов А.Г., Конобеев Ю.В., Поролло С.И., Руденко В.А., Хабаров В.С., Шулепин С.В.* Проблемы радиационной стойкости конструкционных материалов реакторов с теплоносителем свинец-висмут (там же). – Т. 2. – С. 686.

10. *Сомов И.Е., Бугреев М.И., Забудько А.Н., Игнатъев С.В., Николаев С.А., Панкратов Д.В., Сазонов В.К., Тошинский Г.И., Чернов В.А.* Методы расчетно-экспериментального обоснования ядерной и радиационной безопасности при выгрузке и хранении ОВЧ жидкометаллических реакторов АПЛ (там же). – С. 65.

11. *Ignatiev S.V., Yefimov E.I., Pankratov D.V.* Box Model of Radionuclide Dispersion and Radiation Risk Estimation for Population in Case of Radioactivity Release from Nuclear Submarine 601 Dumped in the Kara Sea/Proc. from the 1996 MRS Fall Meeting «Scientific Basis for Nuclear Waste Management XX» (2-6 December 1996, Boston, Massachusetts). – V. 465. – P.752.

12. *Турниоль дю Кло А.* Частное сообщение. Рабочая встреча специалистов ГНЦ РФ-ФЭИ и промышленной группы АРЕВА (Париж, Франция, 1 сентября 2005 г.).

13. *Ignatiev S.V., Khudyakov E.M., Khvostov P.V., Pankratov D.V., Toshinsky G.I., Zabudko A.N.* Problems and Possible Approaches to Treat SNF of Alfa Class NS's/Proc. from the 6th International Conference on Environmental Radioactivity in the Arctic & Antarctic (2-6 October 2005, Nice, France). – Norwegian Radiation Protection Authority. Osteras, Norway, 2005 – P. 28.

Поступила в редакцию 1.09.2006

УДК 621.039.73

ИММОБИЛИЗАЦИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В МИНЕРАЛОПОДОБНЫЕ МАТЕРИАЛЫ С ПРИМЕНЕНИЕМ СВС-ПРОЦЕССА

Э.Е. Коновалов*, С.В. Юдинцев, Б.С. Никонов****

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

** Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии
и геохимии РАН, г Москва

Р

Проведены экспериментальные исследования высокотемпературных процессов переработки материалов, моделирующих различные виды высокоактивных отходов (ВАО), с инкорпорацией радионуклидов в структуру устойчивых, изолирующих от окружающей среды минералоподобных новообразований. В основу процессов переработки положена новая внепечная технология самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС), позволяющая при высокой температуре в течение короткого времени синтезировать устойчивые тугоплавкие матричные материалы, иммобилизующие биологически значимые радионуклиды отходов.

На долю жидких ВАО приходится около 97% суммарной активности. Эти отходы в основном образуются в результате переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и представляют наибольшую радиационную опасность из-за их высокой удельной радиотоксичности и наличия долгоживущих радионуклидов. Продолжительность радиационной опасности ВАО исчисляется сотнями тысяч лет. При обращении с ВАО стадия захоронения кондиционированных отходов является критичной по экологической безопасности. Это объясняется наличием в ВАО радионуклидов актиноидов и нескольких долгоживущих (с периодом полураспада более 100 000 лет) продуктов деления (^{135}Cs , ^{129}I , ^{126}Sn , ^{99}Tc , ^{93}Zr). Несмотря на небольшие массовые количества ВАО, подлежащие геологическому захоронению, эти отходы являются одной из причин, сдерживающих развитие мировой атомной энергетики.

Экологически значимой проблемой является также изоляция от биосферы радиоактивных отходов, содержащих ^{137}Cs и ^{90}Sr , радиотоксичность которых сохраняется в течение 300–500 лет. На период около четырех поколений эти радионуклиды, содержащиеся в отходах, будут определяющими по радиационному воздействию на окружающую среду. Поэтому проблеме изоляции от биосферы радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr необходимо уделять особое внимание.

Для обеспечения безопасности жидкие ВАО изолируют от окружающей среды

включением в устойчивые к природным средам матричные материалы. Выбор устойчивых матриц для иммобилизации радиоактивных отходов и технологических процессов их синтеза является важнейшей задачей проблемы кондиционирования ВАО. Разработка таких матриц в научных центрах России и за рубежом проводится уже несколько десятков лет, однако в настоящее время только неорганические стекла нашли промышленное применение. Обладая многими положительными свойствами, матрицы из стекла имеют существенный недостаток – термодинамическую неустойчивость. Поэтому с течением времени вследствие термических воздействий они подвергаются кристаллизации, приводящей к ухудшению химической устойчивости и прочности стекол. В настоящее время большинство отечественных и зарубежных специалистов в области обращения с ВАО считают, что наиболее перспективными материалами для иммобилизации радионуклидов ВАО являются различные типы минералоподобных композиций-аналогов природных минералов, показавших свою долговременную стабильность (долговечность) в условиях воздействия природных сред [1–3]. Долговечность этих матричных материалов показана самой природой. Принципиальным положительным свойством таких матриц является возможность допирования радионуклидов в структуру новообразований, образующих эти материалы. При этом выход радионуклидов в окружающую среду определяется долговечностью таких новообразований, отличающихся химической и термодинамической устойчивостью даже в экстремальных природных условиях.

Развитию этих работ, ограничивающихся пока лабораторными исследованиями и испытаниями демонстрационного оборудования, способствует новое решение в технологии кондиционирования ВАО: предварительное фракционирование жидких отходов. В результате фракционирования радионуклиды ВАО, концентрирующиеся в относительно небольших объемах без балластных компонентов, могут быть иммобилизованы в индивидуальные специфичные для данной фракции синтетические минералоподобные матрицы (СММ). Чаще всего рассматриваются две основные фракции: фракция щелочных и щелочноземельных элементов, содержащих ^{137}Cs и ^{90}Sr , и фракция актиноидов (An) и лантаноидов (Ln). При фракционировании жидких ВАО с разделением отдельных групп, близких по химическим свойствам радионуклидов, значительно упрощается выбор продукта для прочного фиксации радионуклидов. Способы иммобилизации ВАО в минералоподобные материалы связаны с использованием высокотемпературной технологии, осуществляемой в режимах плавления тугоплавких материалов, горячего прессования или холодного прессования с последующим высокотемпературным спеканием. Это требует применения сложного, энергоемкого высокотемпературного оборудования, что затрудняет реализацию промышленных технологий кондиционирования ВАО. Применение для этих целей относительно простой внепечной СВС-технологии значительно упрощает процесс переработки ВАО [4–9].

Процесс СВС относится к новым технологиям и отличается высокими технико-экономическими показателями и экологической чистотой. При этом процессе после иницирования, например, электроподжигом протекают самопроизвольные химические превращения при кратковременном разогреве продуктов реакции до температур порядка 2000–3000°C в волне горения, распространяющейся в исходной порошкообразной или подпрессованной шихте.

В состав шихты металлотермического СВС входят энергообразующие компоненты: горючее – металлические порошки элементов с большим сродством к кислороду (Al, Ti, Zr) и окислители – богатые кислородом оксиды, содержащие элементы металлов с относительно низким сродством к кислороду (Fe_2O_3 , MoO_3 , MnO_2 , BaO , CuO и др.), а также структурообразующие добавки. Эти добавки содержат оксиды элементов, которые вместе с элементами горючего являются основными компонентами, формирующими целевой СММ. К этим оксидам относятся TiO_2 , ZrO_2 , Y_2O_3 , Al_2O_3 , SiO_2 , CaO

и $(\text{Na,K})_2\text{O}$. Элементный состав СВС-шихты подбирается с учетом образования конкретного целевого СММ, включающего в структуру своих новообразований рассматриваемые радионуклиды.

Радионуклиды ВАО могут вноситься в СВС-шихту в форме кальциатов ВАО или в форме сорбентов, содержащих извлеченные из жидких ВАО радионуклиды. Последний вариант более перспективен, т.к. исключает дорогостоящий процесс кальцинации отходов и опасные операции при работе с пылящим радиоактивным материалом.

Для сорбционного извлечения радионуклидов из жидких фракций ВАО рекомендуется использовать метод так называемой сверхстехиометрической сорбции [10,11], при котором радионуклиды в форме нитратов осаждаются на частичках сорбентов при упаривании жидких отходов, а далее, после термической обработки этих сорбентов, переходят в оксидную форму. Полученные сорбционно-кристаллизационные концентраты (СКК), введенные в СВС-шихту, принимают участие в формировании новообразований в составе СММ. Элементы сорбентов являются одними из структурообразователей, радионуклиды изоморфно входят в эти структуры. Для фракции An–Ln рекомендуется использовать сорбенты типа «Термоксид» на основе оксидов титана, иттрия, алюминия и циркония; для фракции Cs–Sr – кремнеземистые сорбенты (силикагель, трепел, клиноптилолит и др.).

В некоторых случаях при обезвреживании твердых ВАО в режиме СВС (например, отходов графита), когда отделение радионуклидов от основного компонента затруднительно, отходы могут быть внесены в СВС-шихту после их перемалывания. При этом балластный материал после СВС-процесса также претерпевает химическое превращение, входя в состав целевого продукта.

Предлагаемый способ иммобилизации ВАО отличается безотходностью и малооперационностью, позволяющей реализовать процесс на высоком уровне механизации и автоматизации.

Наиболее сложный участок технологии кондиционирования ВАО в режиме СВС – это компактирование целевого продукта. Чаще используют его прессование вслед за горением. Проводятся исследования и разработка более простых способов получения компактного продукта необходимой плотности.

В табл.1 представлены уравнения исследованных в режиме СВС химических реакций, лежащих в основе получения СММ с целью их использования для иммобилизации актиноидов ВАО. Указанные целевые продукты допируются актиноидами в результате изоморфного замещения ими некоторых структурообразующих элементов с формированием таких СММ, как, например, пироксид $(\text{Y An Ln Ca})_2\text{Ti}_2\text{O}_{7-x}$, цирконолит $(\text{Ca An Ln})(\text{Zr An})(\text{Ti Al})_2\text{O}_7$, Y-Al гранат $(\text{Y An Ln Ca})_3\text{Al}_5\text{O}_{12}$, кубический диоксид циркония со структурой флюорита $(\text{Zr Y An Ln})\text{O}_{2-x}$ и перовскит $(\text{Ca An Ln})\text{TiO}_{3-x}$. Оксид кальция вносят в шихту для компенсации положительного заряда решетки СММ, содержащей трехвалентные элементы, при внедрении в нее An^{4+} . Указанным СММ в настоящее время уделяется преимущественное внимание при разработке способов иммобилизации радионуклидов ВАО.

Для регулирования энергетики экзотермических твердофазных процессов синтеза СММ и реализации спокойного режима твердофазного горения в исходную шихту рекомендуется добавлять разбавитель (как правило, оксид элемента-горючего). Подбирая значения «х», регулируют содержание разбавителя в шихте, для обеспечения оптимального режима горения. Роль разбавителя могут выполнять также сорбенты, содержащие радионуклиды.

Ниже рассмотрены результаты трех лабораторных исследований процессов иммобилизации модельных ВАО в СММ с применением самораспространяющегося высокотемпературного синтеза.

Таблица 1

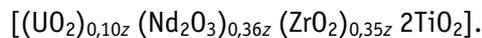
Уравнения химических реакций образования в режиме СВС синтетических минералоподобных матриц (СММ), рекомендуемых для иммобилизации актиноидов

| Энергоноситель | Окислитель | Структурообразователь | Структурообразователь-разбавитель | Целевой продукт (СММ) | Металл |
|----------------|------------------------|-----------------------|-----------------------------------|---|--------------------|
| $(1-x)Ti$ | $+ 2(1-x)/m Me_nO_m$ | CaO | $+ xTiO_2$ | $= CaTiO_3$ перовскит | $+ 2n(1-x)/m Me$ |
| $(2-x)Ti$ | $+ 2(2-x)/m Me_nO_m$ | Y_2O_3 | $+ xTiO_2$ | $= Y_2Ti_2O_7$ пирохлор | $+ 2n(2-x)/m Me$ |
| $(2-x)Ti+Zr$ | $+ 2(3-x)/m Me_nO_m$ | CaO | $+ xTiO_2$ | $= CaZrTi_2O_7$ цирконолит | $+ 2n(3-x)/m Me$ |
| $(1-2x)Nb$ | $+ 5(1-2x)/2 CuO$ | $0,5 Y_2O_3$ | $+ xNb_2O_5$ | $= YNbO_4$ фергюсонит | $+ 5(1-2x)/2 Cu$ |
| $(5-2x)Al$ | $+ 3(5-2x)/2m Me_nO_m$ | $1,5 Y_2O_3$ | $+ xAl_2O_3$ | $= Y_3Al_5O_{12}$ гранат | $+ 3n(5-2x)/2m Me$ |
| $(0,9-x)Zr$ | $+ 2(0,9-x)/m Me_nO_m$ | $0,1 Y_2O_3$ | $+ xZrO_2$ | $= (ZrO_2)_{0,9}(Y_2O_3)_{0,1}$ структура флюорита | $+ 2n(0,9-x)/m Me$ |

Me_nO_m – оксиды-окислители ($MoO_3, Fe_2O_3, MnO_2, BaO_2, CuO$ и др.).

СИНТЕЗ ПИРОХЛОРА С ИММОБИЛИЗАЦИЕЙ ИМИТАТОРОВ РАДИОНУКЛИДОВ ВАО

Используемый в работе сорбционно-кристаллизационный концентрат (СКК) получен способом сверхстехиометрической сорбции из модельных азотно-кислых растворов фракции ВАО $An-Ln-Zr$ с соотношением элементов $U-Nd-Zr$, как 15–65–20 масс. %. Если обозначить через «z» массу сорбата в граммах (в пересчете на элементы) на 1 г сорбента («Термоксид» на основе TiO_2), то продукт СКК можно представить в виде условного соединения с формулой

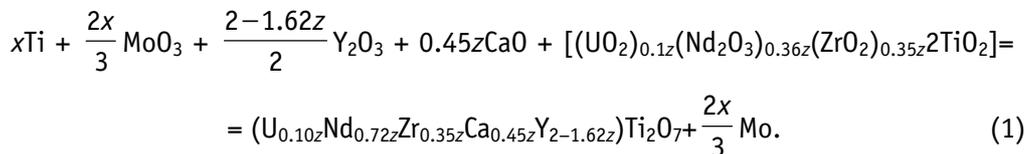


Включив в структурную позицию иттрия титанатного пирохлора ($Y_2Ti_2O_7$) элементы, сорбированные из модельного раствора и включенные в СКК, получим стехиометрическую формулу синтезируемого пирохлора



В эту формулу включен также оксид кальция в количестве, эквивалентном содержанию четырехвалентных катионов, для компенсации положительного заряда решетки пирохлора.

Формирование СВС-шихты и синтез пирохлора в режиме СВС проводили в соответствии с уравнением химической реакции



Значение «x» выбиралось экспериментально для поддержания необходимых условий горения, при которых реализуется оптимальная энергетика процесса. В настоящей работе при значении $z = 0,4$ было принято $x = 2$. При этом расчетное количество состава целевого продукта СВС соответствовало (мас %): пирохлор – 58,5, рутил – 23,1, молибден – 18,4.

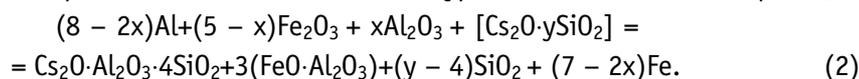
СВС-процесс проводили в графитовых тиглях, термоизолированных шамотовым блоком. Инициирование процесса осуществляли электроподжигом СВС-шихты.

Результаты фазового рентгенодифрактометрического анализа СВС-продукта, данных сканирующей электронной микроскопии (СЭМ) и энергодисперсионной спектроскопии (ЭДС) свидетельствуют о реализации процесса, соответствующего уравнению (1), с образованием трех кристаллических фаз со структурой типа пирохлора, рутила и металлического молибдена (рис.1, 2 и табл. 1) в количествах, близких к расчетному составу целевого продукта. Пирохлоры 1 и 2 отличаются содержанием неодима и иттрия. Формулы пирохлора удовлетворительно рассчитываются на стандартные с 7 атомами кислорода. Отметим также отсутствие остатков оксидов редких земель и урана в составе продукта синтеза, что отличает его в лучшую сторону от матриц, изготовленных из оксидной смеси с добавлением кальцината. Результаты анализа показали, что небольшая часть молибдена вошла в состав диоксида титана (рутила). Элементарный молибден образует в СВС-продукте выделения изометричной формы размером от первых сотен до нескольких мкм.

ИММОБИЛИЗАЦИЯ ЦЕЗИЯ В СММ НА ОСНОВЕ ПОЛЛУЦИТА

Единственным собственным минералом цезия является поллуцит ($\text{Cs}_2\text{O}\cdot\text{Al}_2\text{O}_3\cdot 4\text{SiO}_2$), который встречается в природе в виде твердого раствора с устойчивым минералом анальцимом ($(\text{Na,Cs})_2\text{O}\cdot\text{Al}_2\text{O}_3\cdot 4\text{SiO}_2\cdot\text{H}_2\text{O}$).

Для синтеза минералоподобной матрицы на основе поллуцита с целью использования его для иммобилизации радионуклидов цезия предложен алюмотермический процесс в режиме СВС в соответствии с уравнением химической реакции



Цезий вносили в СВС-шихту в виде сорбционно-кристаллизационного концентрата (СКК) после сверхстехиометрической сорбции из модельных растворов ВАО на силикагеле. Этот продукт можно представить в виде условного соединения $[\text{Cs}_2\text{O}\cdot y\text{SiO}_2]$. Для регулирования энергетики процесса с целью реализации более спокойного режима твер-

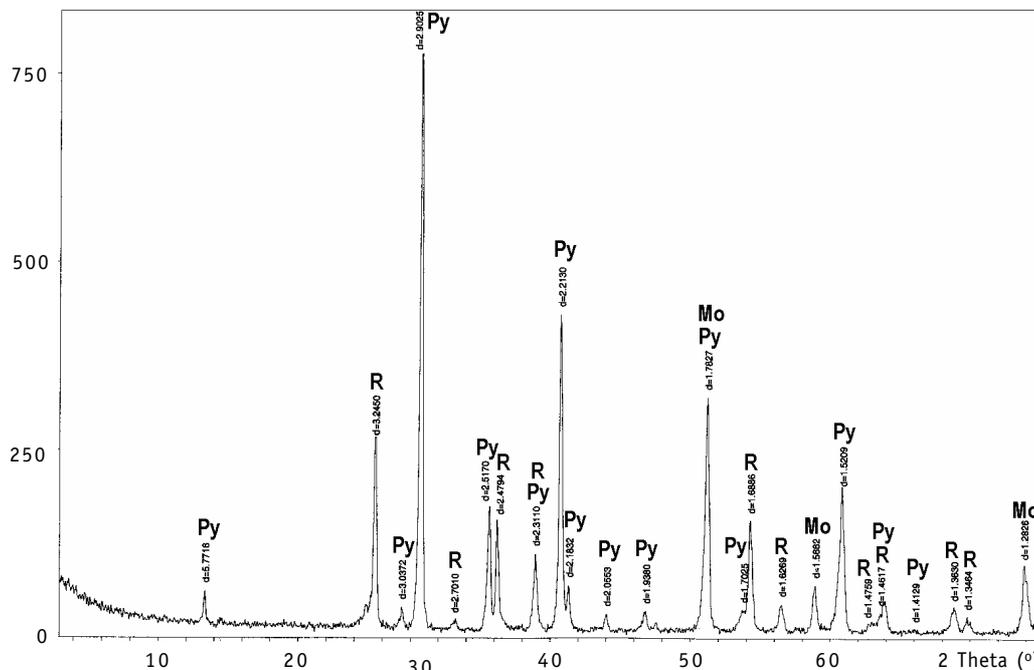


Рис. 1. Дифрактограмма образца № 11: Py – пирохлор; R – рутил; Mo – молибден

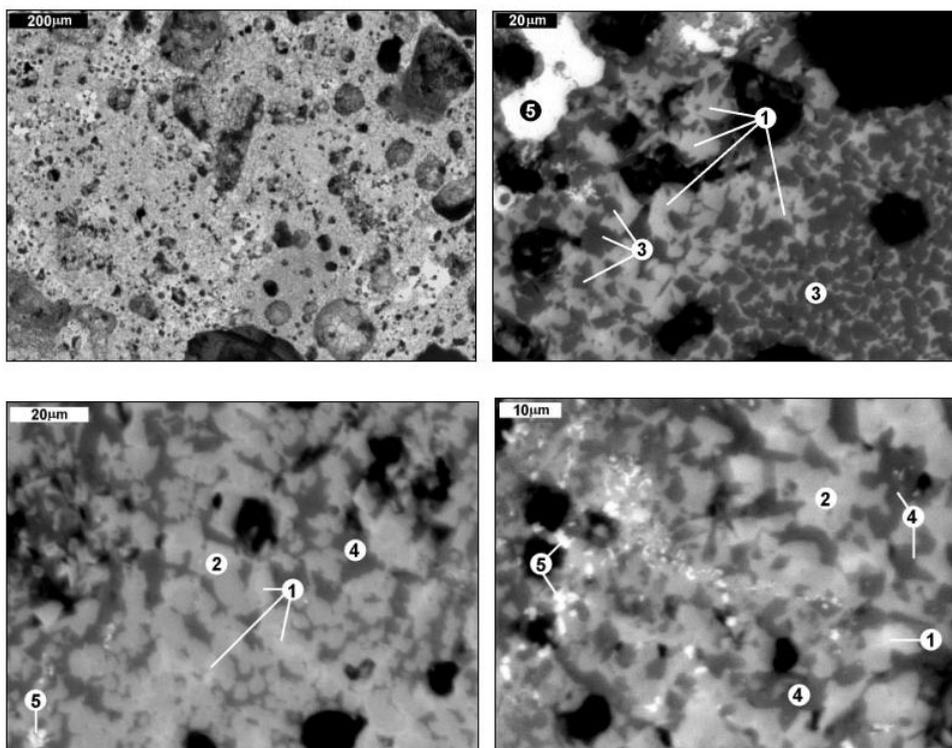


Рис. 2. Электронно-микроскопическое изображение участков образца №11 при различном увеличении в разных его частях: 1 – пирохлор-1; 2 – пирохлор-2; 3 – рутил-1; 4 – рутил-2; 5 – Мо; черное – поры

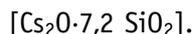
Таблица 2

Состав и формулы пирохлоров по данным СЭМ/ЭДС

| Окислы | Пирохлор-1 (Nd) | | | Пирохлор-2 (Y) | | |
|--------------------------------|-----------------|--------|--------|----------------|--------|--------|
| | 1 | 2 | 3 | 1 | 2 | 3 |
| CaO | 3.05 | 4.34 | 3.30 | 1.75 | 1.81 | 3.55 |
| TiO ₂ | 45.30 | 43.41 | 45.27 | 41.64 | 41.57 | 44.28 |
| Y ₂ O ₃ | 10.31 | 14.11 | 17.15 | 42.57 | 33.39 | 25.95 |
| ZrO ₂ | 5.84 | 5.54 | 6.17 | 4.46 | 4.65 | 4.89 |
| MoO ₂ | 5.98 | 2.25 | 3.16 | 4.03 | 6.67 | 2.80 |
| Nd ₂ O ₃ | 26.11 | 24.96 | 20.44 | 4.59 | 9.37 | 14.80 |
| UO ₂ | 3.40 | 5.39 | 4.51 | 0.96 | 2.54 | 3.74 |
| Сумма | 100.00 | 100.00 | 100.00 | 100.00 | 100.00 | 100.00 |
| Кристаллохимические формулы | | | | | | |
| Ca ⁺² | 0.22 | 0.31 | 0.23 | 0.12 | 0.13 | 0.25 |
| Ti ⁺⁴ | 2.24 | 2.19 | 2.22 | 2.00 | 2.02 | 2.16 |
| Y ⁺³ | 0.36 | 0.50 | 0.60 | 1.45 | 1.15 | 0.89 |
| Zr ⁺⁴ | 0.19 | 0.18 | 0.20 | 0.14 | 0.15 | 0.15 |
| Mo ⁺⁴ | 0.18 | 0.07 | 0.10 | 0.12 | 0.20 | 0.09 |
| Nd ⁺³ | 0.61 | 0.60 | 0.48 | 0.10 | 0.22 | 0.34 |
| U ⁺⁴ | 0.05 | 0.08 | 0.07 | 0.01 | 0.04 | 0.05 |
| Σ катионов | 3.85 | 3.93 | 3.88 | 3.95 | 3.90 | 3.93 |
| Σ O ⁻² | 7.00 | 7.00 | 7.00 | 7.00 | 7.00 | 7.00 |

дофазного горения СВС-шихту при необходимости разбавляли некоторым количеством Al_2O_3 , характеризуемым значением «х».

Данные рентгенодифрактометрического анализа и сканирующей электронной микроскопии в отраженных электронах образцов СВС-продукта свидетельствуют о реализации процесса, соответствующего уравнению (2) с образованием трех кристаллических фаз – поллуцита, герцинита ($FeO \cdot Al_2O_3$) со структурой шпинели, металлического железа и незначительного количества стеклофазы. В этих опытах использован СКК состава



На рис. 3, 4 и в табл.3 приведены результаты исследований структуры и состава целевого СВС-продукта. Показан одинаковый фазовый состав синтезированных в режиме СВС образцов. Данные, приведенные на рис. 3 и 4, характеризуют один и тот же образец. Поллуцит наблюдается в виде кристаллов и их агрегатов причудливой или изометрической формы. Его количество оценивается величиной около 50 об. %. Состав поллуцита хорошо рассчитывается на теоретическую формулу с 6 ат. кислорода $CsAlSi_2O_6$ (табл. 3). На картинах в отраженных электронах стекло, количество которого весьма незначительно, имеет темно-серый цвет; в нем наблюдаются кристаллы шпинели (герцинита) скелетной формы (рис.4). Размер этих кристаллов не превышает 2–3 мкм. По сравнению с идеальной формой ($FeAl_2O_4$) герцинит содержит примесь SiO_2 и Cs_2O , что связано, вероятно, с захватом электронным пучком вмещающего стекла при анализе. Металлическое железо в образце распределено неравномерно, образуя шарики размером от 2–5 до 20 мкм. В составе железа отсутствуют какие-либо элементы-примеси.

ПЕРЕРАБОТКА ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ГРАФИТА

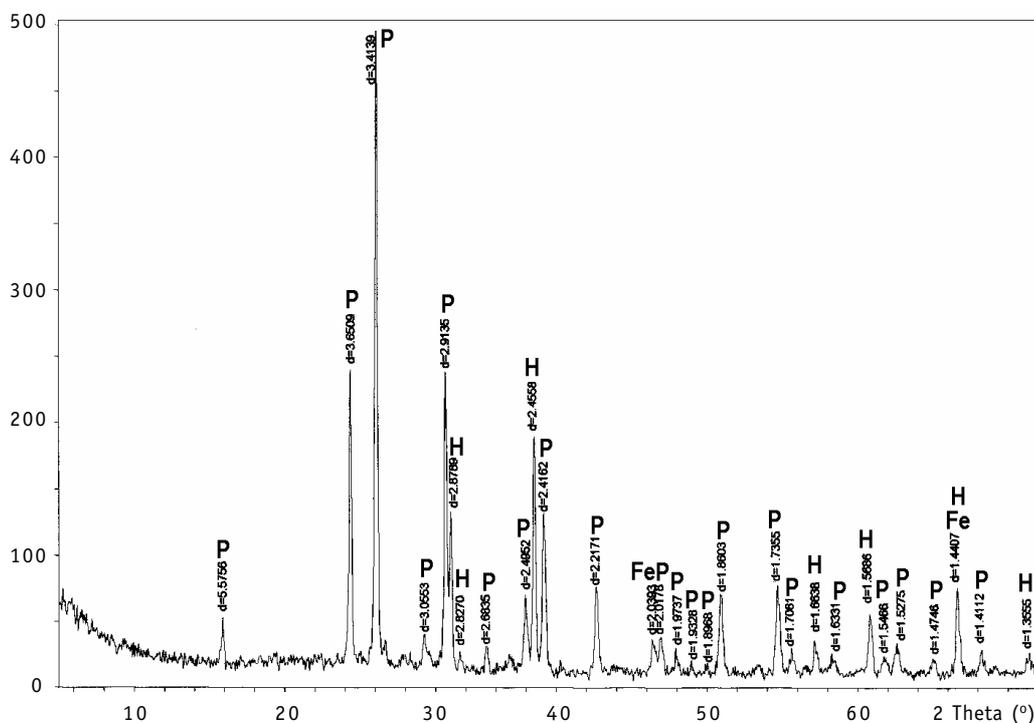


Рис. 3. Дифрактограмма образца 66: P – поллуцит; H – герцинит; Fe – мет. железо

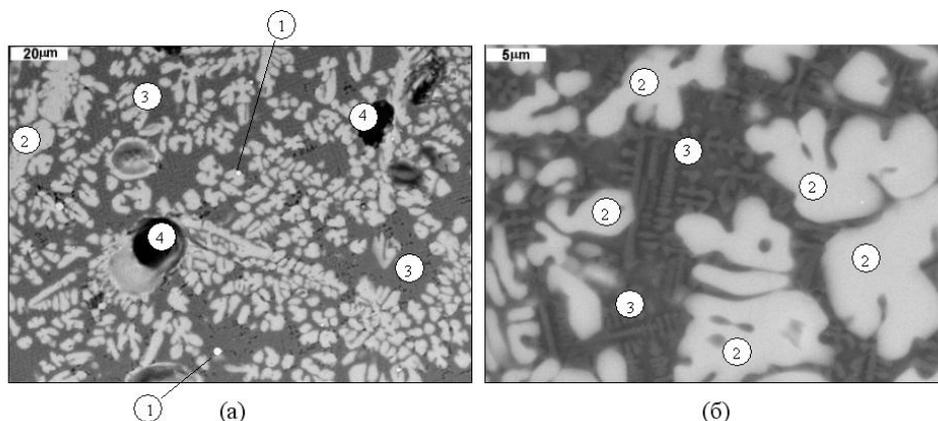


Рис. 4. Электронно-микроскопическое изображение участков образца № 66: (а) – общий вид, (б) – деталь; 1 – металлическое железо; 2 – поллуцит; 3 – скелетные кристаллы герцинита в стекле; 4 – поры

Таблица 3

Состав поллуцита, герцинита и стекла в образце № 66 по данным СЭМ /ЭДС

| Окислы | Поллуцит | | | Герцинит | | | Стекло | |
|--------------------------------|----------|--------|--------|----------|--------|--------|--------|--------|
| Al ₂ O ₃ | 15.62 | 15.43 | 14.93 | 37.46 | 40.52 | 37.17 | 22.20 | 23.08 |
| SiO ₂ | 38.91 | 39.93 | 40.29 | 16.10 | 15.42 | 22.56 | 35.75 | 34.18 |
| FeO | – | – | – | 41.09 | 40.87 | 36.85 | 38.05 | 37.84 |
| Cs ₂ O | 45.47 | 44.64 | 44.78 | 5.36 | 3.19 | 3.42 | 4.00 | 4.90 |
| Total | 100.00 | 100.00 | 100.00 | 100.00 | 100.00 | 100.00 | 100.00 | 100.00 |
| Кристаллохимические формулы | | | | | | | | |
| Al ⁺³ | 0.96 | 0.94 | 0.91 | 1.32 | 1.39 | 1.23 | | |
| Si ⁺⁴ | 2.03 | 2.05 | 2.07 | 0.48 | 0.45 | 0.63 | | |
| Fe ⁺² | – | – | – | 1.03 | 1.00 | 0.87 | | |
| Cs ⁺¹ | 1.01 | 0.98 | 0.98 | 0.07 | 0.04 | 0.04 | | |
| Σ катионов | 4.00 | 3.97 | 3.96 | 2.89 | 2.88 | 2.77 | | |
| ΣO ²⁻ | 6.00 | 6.00 | 6.00 | 4.00 | 4.00 | 4.00 | | |

В КАРБИДОКСИДНЫЙ КОМПОЗИЦИОННЫЙ МАТЕРИАЛ

После снятия с эксплуатации уран-графитовых реакторов остается значительное количество радиоактивной кладки графита. Радиоактивность отработавшего графита определяется, в основном, двумя источниками: наведенной активностью за счет активации примесей, содержащихся в исходном графите, и активностью радионуклидов, попавших в кладку при нарушении герметичности твэлов.

Основная масса графита относится к отходам среднего уровня удельной активности. Его радиоактивность определяется преимущественно биологически значимым ¹⁴C.

Участки графитовой кладки вблизи потерявших герметичность аварийных твэлов содержат фрагменты топлива и относятся к высокоактивным отходам (ВАО графит). Графит является химически устойчивым материалом. Поэтому для изоляции от окружающей среды основную часть графитовой кладки со средним уровнем удельной активности целесообразно консервировать соответствующей обработкой поверхностей графитовых блоков с последующим захоронением. Однако незначительная по массе

часть графита вблизи аварийных участков, содержащих фрагменты ядерного топлива с топливными элементами и продуктами их деления, относится к категории высокоактивных отходов и подлежит кондиционированию с переработкой в устойчивые материалы для долговечной изоляции от биосферы. Технология такой переработки должна предусматривать возможность прочной фиксации в продукте переработки элементов ядерного топлива, основных продуктов его деления, а также радионуклида ^{14}C . Целесообразно также, чтобы эта технология предусматривала одностадийность процесса переработки, без образования вторичных РАО. Таким требованиям в наибольшей мере соответствует способ переработки ВАО графита в режиме СВС. В этом случае топливные элементы, продукты распада и деления инкорпорируются в структуру устойчивого минералоподобного материала, а ^{14}C – в структуру карбида титана. Оба этих матричных материала входят в состав устойчивого композита.

Для получения СВС-шихты графит перемалывают и смешивают с порошком алюминия (горючее), порошком TiO_2 и структурообразующими добавками. К ним, в первую очередь, относится оксид иттрия для образования в целевом композиционном продукте Y–Al граната ($\text{Y}_3\text{Al}_5\text{O}_{12}$), в структуру которого инкорпорируются элементы An и Ln. В Y–Al гранат могут изоморфно входить и другие разновалентные катионы.

Процесс переработки ВАО графита в режиме СВС характеризуется уравнением химической реакции

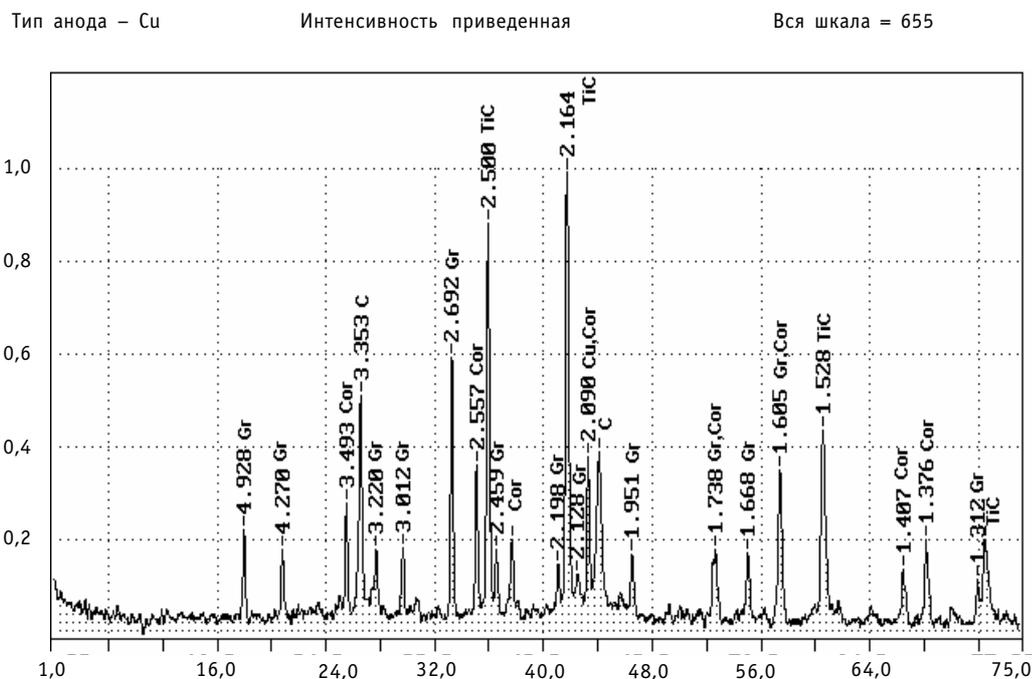
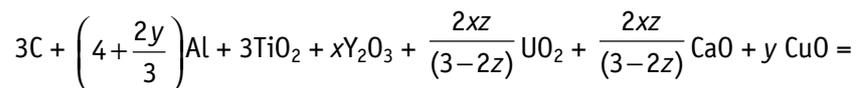


Рис. 5. Дифрактограмма образца 44 (продукта переработки модельного ВАО графита): Gr – гранат, TiC – карбид титана, Cor – корунд, C – графит, Cu – мет. медь

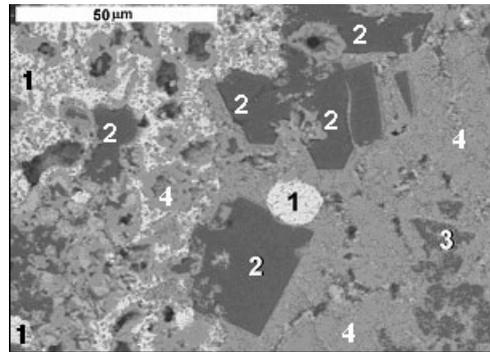
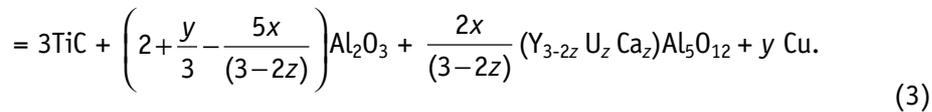


Рис. 6. Электронно-микроскопическое изображение в отраженных электронах строения образца (продукта переработки модельных ВАО графита): 1 – медь, 2 – корунд, 3 – корунд + TiO_2 , 4 – гранат



В качестве имитатора радионуклидов, входящих в отходы графита, в шихту был введен оксид урана.

В виде добавки в шихту в некоторых случаях вносят оксид меди для усиления энергетики процесса твердофазного горения и улучшения теплофизических и механических свойств целевого продукта. Выбор переменных значений «х» и «у», которые влияют на режим горения, уточняется экспериментально в зависимости от количества шихты и условий теплообмена с окружающей средой при горении.

На рис.5 и 6 приведены результаты исследований структуры целевого СВС-продукта, которые показали соответствие процесса синтеза уравнению химической реакции (3).

Самостоятельные фазы оксидов, вносимых в шихту в качестве структурообразующих добавок и имитаторов радионуклидов ВАО, не были обнаружены, что свидетельствует об их вхождении в структуру граната.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На примере модельных систем, имитирующих различные виды ВАО, показана целесообразность использования самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС) для переработки ВАО с иммобилизацией радионуклидов в устойчивые, надежно изолирующие их от биосферы, кристаллические минералоподобные материалы.

Литература

1. Полуэктов П.П., Суханов Л.П., Матюнин Ю.И. Научные подходы и технические решения в области обращения с жидкими высокоактивными отходами//Рос. хим. журнал. – 2005. – Т. XLIX. – № 4. – С.29-41.
2. Лаверов Н.П., Омеляненко Б.И., Юдинцев С.В., Никонов Б.С., Соболев И.А., Стефановский С.В. Минералогия и геохимия консервирующих матриц высокоактивных отходов//Геология рудных месторождений. – 1997. – Т.39. – №3. – С. 211-228.
3. Балувев А.В., Галкин Б.Я., Митяхина В.С., Исупов В.К. Отходы переработки ядерных материалов и вещества – матрицы для их иммобилизации (аналитический обзор)//Радиохимия. – 2000. – Т. 42. – №4. – С. 295-307.
4. Мержанов А.Г., Боровинская И.П., Махонин Н.С, Загоржевский В.В., Ратников В.И., Воробь-

ев А.В., Коновалов Э.Е., Лисица Ф.Д., Старков О.В. Способ обезвреживания радиоактивных отходов переменного состава/Патент РФ №2065216. – 1996. – Приоритет 18.03.94.

5. *Коновалов Э.Е., Старков О.В., Мышковский М.П., Гудков Л.С.* Синтез в режиме СВС аналогов устойчивых минералов для иммобилизации радиоактивных отходов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. – № 3. – С.36-39.

6. *Глаговский Э.М., Куприн А.В., Пелевин Л.П., Коновалов Э.Е., Старков О.В., Леваков Е.В., Постников А.Ю., Лисица Ф.Д.* Иммобилизация высокоактивных отходов в устойчивые матричные материалы в режиме самораспространяющегося высокотемпературного синтеза//Атомная энергия. – 1999. – Т. 87. – Вып. 1. – С.57-61.

7. *Глаговский Э.М., Юдинцев С.В., Куприн А.В., Пелевин Л.П., Коновалов Э.Е., Величкин В.И., Мясоедов Б.Ф.* Изучение кристаллических матриц актиноидов, полученных самораспространяющимся высокотемпературным синтезом//Радиохимия. – 2001. – Т. 43. – № 6. – С. 557-562.

8. *Коновалов Э.Е., Старков О.В., Глаговский Э.М., Мышковский М.П., Куприн А.В., Пелевин Л.П., Гудков Л.С., Нардова А.К.* Иммобилизация цезия и стронция, фиксированных на силикагеле, в минералоподобные матрицы в режиме СВС//Радиохимия. – 2002. – Т. 44. – № 4. – С. 382-384.

9. *Глаговский Э.М., Куприн А.В., Коновалов Э.Е., Пелевин Л.П., Мышковский М.П., Дзекун Е.Г., Глаголенко Ю.В., Скобцов А.С.* Способ иммобилизации высокоактивных отходов – фракции трансплутониевых и редкоземельных элементов (варианты)/Патент РФ №2210824. – 2003. – Приоритет от 17.07.2001.

10. *Нардова А.К., Корченкин К.К., Машкин А.Н.* Способ отверждения растворов трансурановых элементов/Патент РФ №2095867. – 1997. – Бюл. № 31, 10.11.97.

11. *Корченкин К.К.* Иммобилизация долгоживущих радионуклидов на силикагеле методом сверхстехиометрической сорбции/Автореферат диссертации на соиск. уч. ст. к.т.н. – Озерск, 2000.

Поступила в редакцию 1.09.2006

СВОЙСТВА МОДИФИЦИРОВАННОГО ДИОКСИДА УРАНА

И.С. Курина, В.В. Попов, В.Н. Румянцев

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



Представлены результаты исследований, благодаря которым получена новая модификация микроструктуры топлива из диоксида урана, изготовленного по мокрой модернизированной технологии. Эта модификация является причиной улучшения теплофизических свойств топливных таблеток. Установлено повышение теплопроводности UO_2 в 2–3 раза при $1000^\circ C$ из-за эффективного воздействия некоторой доли наночастиц на операциях получения осадка и последующего прокаливания. Приведено экспериментально-теоретическое обоснование повышения теплопроводности.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в России и за рубежом ведутся исследования по получению эффективного модифицированного оксидного топлива. Разработки нового топлива направлены на достижение расширения длительности внутриреакторного цикла, максимального удержания продуктов деления, высокой способности топлива к горячему пластическому деформированию для минимизации эффектов взаимодействия между таблетками и оболочкой.

В основном все исследования направлены на улучшение свойств таблеток UO_2 путем их легирования. Легирующие добавки содействуют росту зерна и уменьшают тем самым выделение газообразных продуктов деления (ГПД) из топлива, снижают уровень механического взаимодействия топлива с оболочкой, что повышает глубину выгорания топлива. Однако ни один из способов не позволяет улучшить теплопроводность диоксида урана и другого топлива.

Главным параметром, определяющим поведение топлива в ходе его эксплуатации, является температура. От температуры зависят существенные с точки зрения безопасности характеристики: выход продуктов деления, уровень газового распухания топлива, механические напряжения в топливе и др. При этом во многих случаях, например, для топлива высокого выгорания или при аварийных процессах, температура топлива, главным образом, определяется его теплопроводностью. Повышение теплопроводности UO_2 приведет к снижению перепада температур по радиусу топливной таблетки и соответственно к уменьшению механических напряжений.

Целью настоящей работы было разработать технологию изготовления топливных таблеток диоксида урана с повышенной теплопроводностью. Это было достигнуто путем усовершенствования процесса осаждения полиураната аммония.

ПОЛУЧЕНИЕ МОДИФИЦИРОВАННОЙ ОКСИДНОЙ КЕРАМИКИ

Таблетки диоксида урана с добавками и без добавок изготавливали по мокрой технологической схеме, использующейся на заводах ОАО «НЗХК» (г. Новосибирск), ОАО «МСЗ» (при переработке отходов) и ОАО «УМЗ» (г. Усть-Каменогорск).

Основные технологические операции изготовления топливных таблеток UO_2 [1,2]:

- приготовление азотно-кислого раствора;
- осаждение полиураната аммония (ПУА) из раствора;
- фильтрация осадка;
- прокаливание осадка при оптимальной температуре;
- восстановление порошка в атмосфере водорода;
- смешение с пластификатором;
- прессование таблеток;
- спекание таблеток.

Решающее влияние на свойства готовой продукции оказывают операции осаждения ПУА и его термической обработки (прокаливания) [1,2]. Задачей наших исследований было получить порошки с *высоким уровнем дефектности*. Известно, что реакционная способность твердых фаз, принимающих участие в химических реакциях, исключительно высока вблизи точек фазового перехода первого рода [3]. Имеются данные о резком увеличении самодиффузии вблизи фазового перехода, для некоторых оксидных соединений при нагревании. Возможно, что указанные эффекты обусловлены увеличением скорости диффузии за счет возникновения внутренних поверхностей (дислокаций), которые образуются при разрыве кристалла как следствие напряжений, создаваемых новой фазой. Не исключено, что напряжения вызывают пластическую деформацию. Последняя связана с движением дислокаций, что, в свою очередь, может привести к увеличению концентрации вакансий в кристалле.

Поставленную задачу удалось решить путем получения в процессе осаждения некоторой доли наночастиц (размером от 10 до 20 нм) ПУА, а также гидроксида Sn. Порошки диоксида урана, полученные по разработанной технологии, приобретают особые свойства (содержат значительное количество дефектов и дислокаций), при этом удовлетворяют техническим условиям. Использование таких порошков позволяет изготовить спеченные таблетки UO_2 с *необычной микроструктурой и повышенной теплопроводностью*. Разработанная технология не требует дополнительных капиталовложений, проста в исполнении и может быть использована на заводах по производству топлива по мокрой технологической схеме. Достоинство топлива UO_2 с новыми свойствами можно оценить после проведения реакторных испытаний.

ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ МОДИФИЦИРОВАННЫХ ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК UO_2

Проведенные исследования теплопроводности модифицированных таблеток диоксида урана показали необычные температурные зависимости. Измерения коэффициента теплопроводности (λ) образцов проводили на установке методом осевого теплового потока в стационарном режиме в среде вакуума 10^{-3} мм рт. ст., в диапазоне температур от 100 до 1000°C. Предварительные результаты исследований изложены в работах [4, 5]. Для сравнения на этой же установке были исследованы топливные таблетки, изготовленные в ОАО «МСЗ». На рис. 1 приведены данные работы [6]; температурные зависимости коэффициента теплопроводности для UO_2 , изготовленного в ОАО «МСЗ»; модифицированного UO_2 без добавок, а также модифицированного UO_2 с добавкой SnO_2 .

Для всех образцов диоксида урана, полученных модернизированным способом (т.е. с участием наночастиц в процессе осаждения ПУА), температурные зависимости

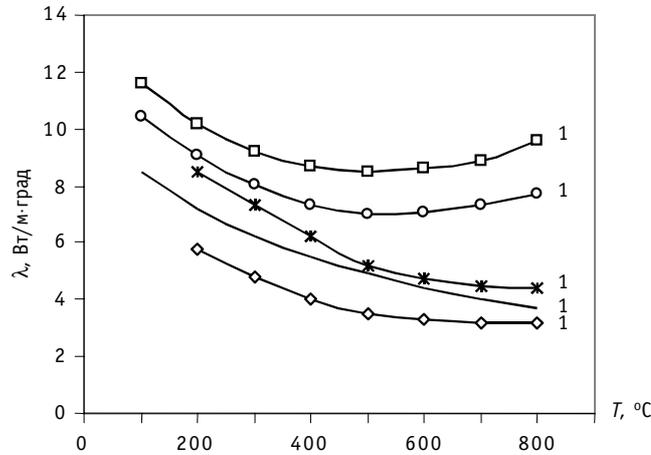


Рис. 1. Температурная зависимость теплопроводности таблеток UO_2 : 1 – данные из литературы [6]; 2 – штатные таблетки UO_2 ОАО «МСЗ»; 3 – штатные таблетки UO_2 с добавкой Er_2O_3 ОАО «МСЗ»; 4 – модифицированные таблетки $UO_2 + 0,1\% SnO_2$; 5 – модифицированные таблетки UO_2 (без добавок).
Примечание: кривые 2–5 получены на одной установке в ГНЦ РФ-ФЗИ

ти теплопроводности имеют односторонний характер: с увеличением температуры от 100 до 500–800°C коэффициент теплопроводности понижается, а затем при дальнейшем повышении температуры до 1000°C коэффициент теплопроводности возрастает (рис. 1).

Измерения были подтверждены другим методом – методом радиального теплового потока. Измеряли температуру втулок диоксида урана в разных точках по радиусу при различных тепловых потоках. На рис. 2 приведены распределения температуры по радиусу втулок UO_2 (ОАО «МСЗ») и $UO_2 + 0,1\% SnO_2$ (расчетные и экспериментальные данные) при тепловом потоке 9,26 Вт/мм. Расчет температуры во втулке проводили согласно работе [7]. Из рис. 2 видно, что градиент температуры от центра к периферии втулок $UO_2 + 0,1\% SnO_2$, полученных по мокрой модернизированной схеме производства таблеток, существенно меньше (в 2–3 раза), чем для UO_2 , изго-

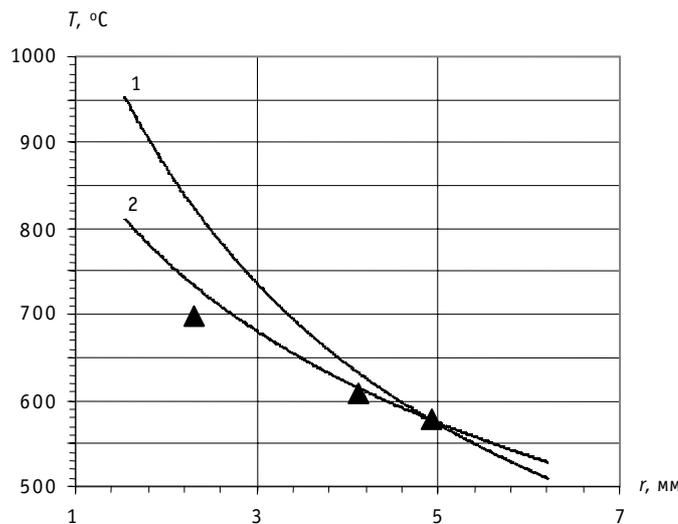


Рис. 2. Распределение температуры по радиусу (r) втулок при тепловом потоке $q_l = 9,26$ Вт/мм: 1 – UO_2 производства ОАО «МСЗ» (расчетные данные); 2 – $UO_2 + 0,1\% SnO_2$ (расчетные данные); ▲ – $UO_2 + 0,1\% SnO_2$ (экспериментальные данные)

товленного в ОАО «МСЗ».

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНО-ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПОВЫШЕННОЙ ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ

Наибольший вклад в теплопроводность оксидной керамики, а также полупроводников, к которым относится UO_2 , вносит фонная составляющая [8, 9]. Повышение теплопроводности может быть объяснено совокупностью описанных ниже дополнительных составляющих теплопроводности.

Первое (электронная составляющая)

С помощью метода РФЭС выявлена совершенно новая структура модифицированных таблеток UO_2 . Спектры образцов модифицированного UO_2 , изготовленного по мокрой технологической схеме с участием наночастиц ПУА (рис. 3), а также с участием смеси наночастиц ПУА и гидроксида олова (рис. 4), демонстрируют сдвоенные дублеты. В обоих случаях энергия связи (E) первого пика такая же, как для UO_2 , а второй пик обладает более низкой энергией связи и идентифицирован как достехиометрический UO_{2-x} с валентностью U значительно меньше 4+ (не исключая металлический уран).

Таким образом, РФЭС-исследования показали: материал содержит уран с различной валентностью. Вероятно, при этом происходит миграция валентных электронов в кристаллической решетке твердого тела, что может привести к повышению теплопроводности [9].

Второе (аналогия с монокристаллом)

В работе [10] приведены экспериментальные значения по теплопроводности для монокристаллического и поликристаллического образцов диоксида урана. Монокристалл UO_2 обладает гораздо большей теплопроводностью, чем поликристаллический образец. Измерения проводились так же, как и в данной работе, методом «косевого теплового потока». По данным работы [10], для монокристалла теплопроводность не зависит от его размера или ориентации. Показано, что при 700°C теплопроводность монокристалла на 60% больше средней теплопроводности спеченного поликристаллического образца UO_2 . При 1000°C теплопроводность монокристалла составляет ~5,9 Вт/м·град., что в ~2,4 раза выше теплопроводности спеченного поликристалли-

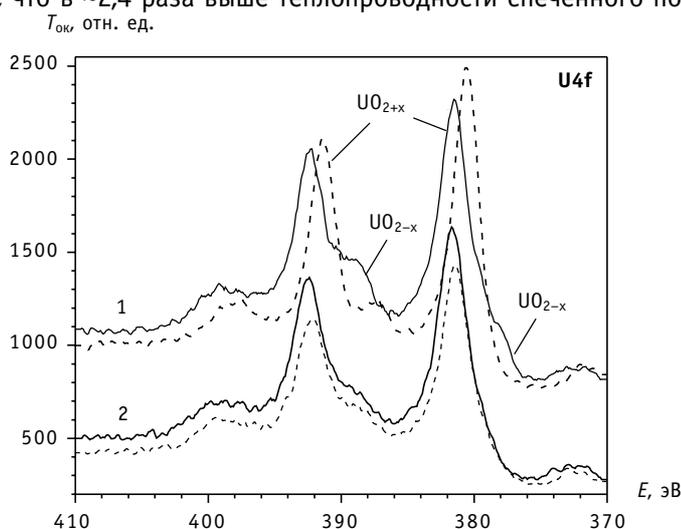


Рис. 3. РФЭС-спектры: 1 – модифицированного UO_2 ; 2 – UO_2 , полученного по стандартной технологии; время травления: — 30 мин; - - - - 2 мин

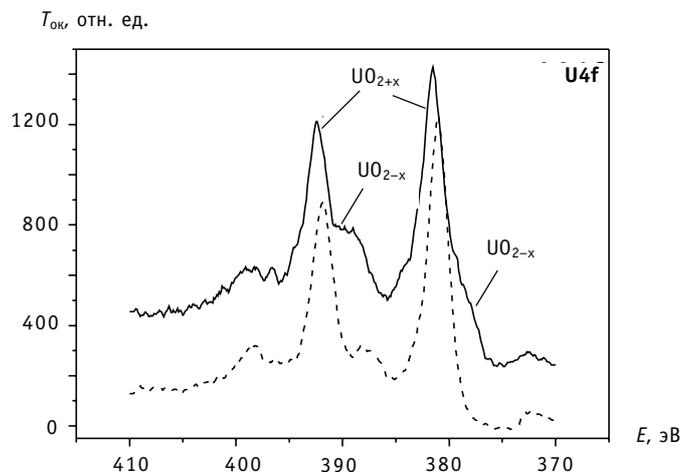


Рис. 4. РФЭС-спектры модифицированного UO_2 с добавкой 0,1 % SnO_2 ; время травления: — — 20 мин; - - - 2 мин

ческого образца диоксида урана.

Экспериментальные исследования показали – микроструктура модифицированных таблеток диоксида урана необычная: минимальное количество полиэдрических пор, «плавленная» структура зерен со слабовыраженными их границами, что характерно для монокристаллов. Это может привести к значительному уменьшению теплосопровитлений на включениях и границах зерен [11], и соответственно к увеличению фоновой и фотонной теплопроводности. Действительно, характер температурной зависимости теплопроводности для модифицированных таблеток диоксида урана, полученных по мокрой схеме с участием наночастиц, очень схож с характером температурной зависимости теплопроводности, приведенной в работе [10] для монокристаллического UO_2 .

Методом сканирующей электронной микроскопии (СЭМ) проведены исследования изломов спеченных таблеток UO_2 без добавок (рис. 5), изготовленных по стандартной мокрой схеме изготовления (ОАО «МСЗ» или ОАО «НЗХК»), а также UO_2 с добавкой SnO_2 (рис. 6) по модернизированному режиму осаждения (т.е. с наночастицами). В таблетках, изготовленных по стандартной технологии, наряду с участками, содержащими немногочисленные внутризеренные поры диаметром 0,5–1

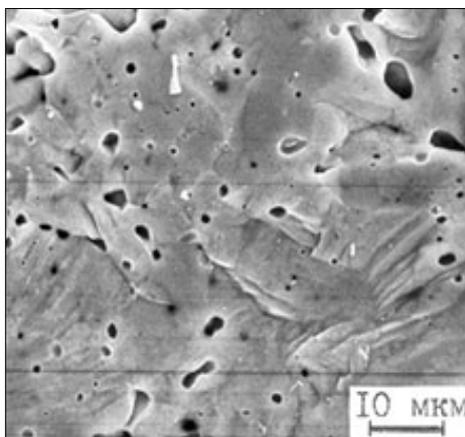


Рис. 5. Фрактограмма ($\times 1000$) «стандартной» таблетки UO_2 без добавки

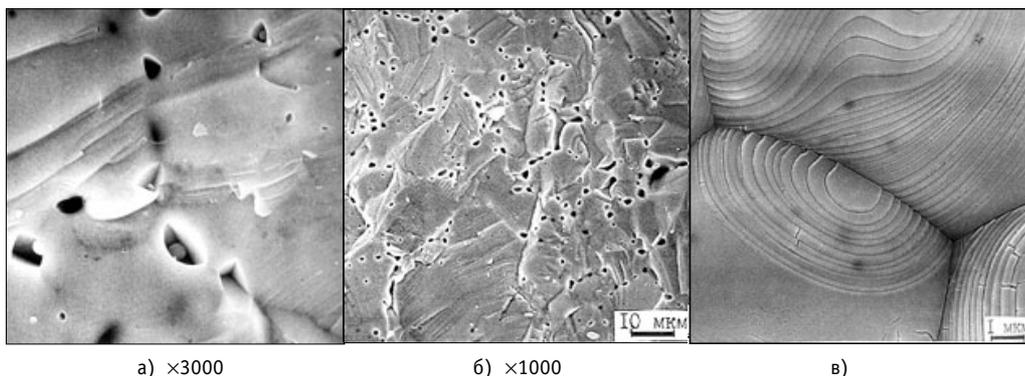


Рис. 6. Фрактограммы модифицированных таблеток UO_2 с разной добавкой SnO_2 : а) $UO_2+0,15\%SnO_2$; б) $UO_2+0,05\%SnO_2$; в) $UO_2+0,3\%SnO_2$

мкм выявляются внутризеренные поры размером до 2 мкм (рис. 5). Таблетки, полученные с применением разработанной технологии, обладают модифицированной управляемой микроструктурой:

- могут иметь поры размером 1 – 2 мкм, расположенные по границам зерен, внутри зерен размер пор составляет 0,1 – 0,2 мкм (рис. 6 а,б);
- могут вообще не иметь пористости; зерна в этом случае представляют собой монокристаллические блоки со ступеньками роста (рис. 6в).

По данным работы [12], увеличение количества пор на границах зерен приводит к улучшению пластических свойств таблеток (созданию условий для пластической деформации) и к *повышению скорости ползучести*.

Были проведены исследования микроструктуры модифицированных таблеток UO_2 с использованием оптического микроскопа с предварительным травлением поверхности таблеток вакуумом. На рис. 7 приведены соответственно фотографии поверхности таблеток (после травления вакуумом):

- UO_2 (осаждение полиураната аммония проводили с участием наночастиц ПУА);
- $UO_2+0,1\%SnO_2$ (осаждение полиураната аммония проводили с участием наночастиц ПУА и $Sn(OH)_4$).

Из рис. 7 видно, что зерна диоксида урана, полученного с участием наночастиц,

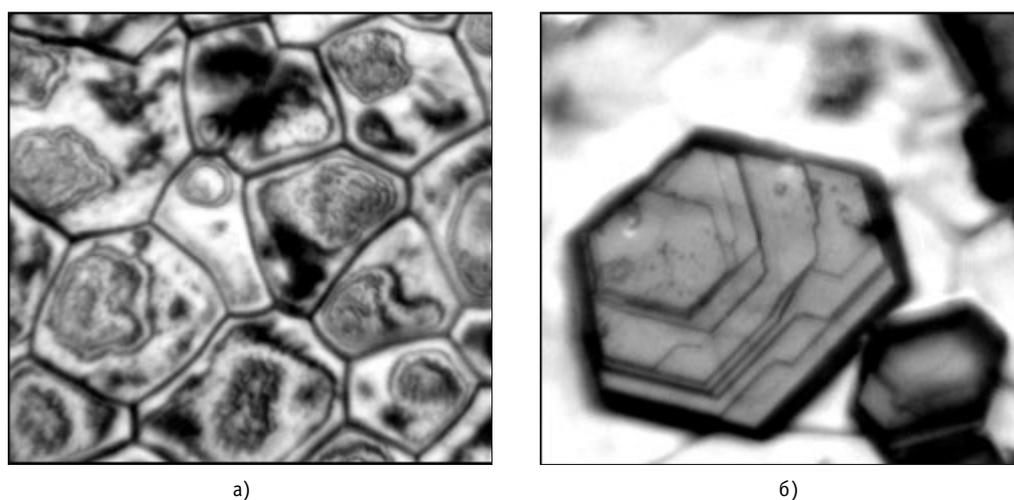


Рис. 7. Микроструктура модифицированных таблеток ($\times 1000$): а) UO_2 (осаждение ПУА с участием наночастиц ПУА); б) $UO_2+0,1\%SnO_2$, $\times 1000$ (осаждение ПУА с участием наночастиц ПУА и $Sn(OH)_4$)

преимущественно имеют форму шестигранников. Известно, что такая форма способствует *плотной упаковке*. Происходит *упорядочивание поликристаллической структуры*. Особенно отчетливо это видно из рис. 7б ($\text{UO}_2+0,1\%\text{SnO}_2$). В литературе не встречается описания подобной структуры для спеченных таблеток UO_2 . Из рис. 7а,б также видно, что каждое зерно как бы выращено из расплава и имеет ступеньки роста. Это свидетельствует о том, что в данном случае имело место жидкофазное спекание, в результате чего образовалась «плавленная» структура.

Третье (фотонная, или лучистая составляющая)

В ГНЦ РФ-ФЭИ по результатам исследований таких оксидных керамических материалов как монокристаллического Al_2O_3 , шпинели (полученной с участием наночастиц), было установлено наличие выраженной фотонной проводимости [13]. Для этих материалов при измерении теплопроводности также наблюдалось наличие «хвоста» после 500-800 °С. Предполагается, что теплопроводность модифицированных таблеток UO_2 дополняется также фотонной составляющей.

Таким образом, разработанная технология позволила получить топливные таблетки диоксида урана с улучшенными характеристиками, а именно с повышенной теплопроводностью. В ГНЦ РФ-ФЭИ были проведены автоклавные испытания таблеток, в результате которых было установлено, что модифицированные таблетки не изменили своих свойств, а таблетки ОАО «МСЗ» подверглись коррозии.

Достоинство нового топлива можно оценить после проведения реакторных испытаний. Следует отметить, что топливо PuO_2+MgO , изготовленное по аналогичной модернизированной технологии, успешно прошло испытания в реакторе БОР-60 (НИИ-АР, г. Димитровград). Послереакторные испытания твэлов и топлива показали, что топливные таблетки не изменили своих геометрических размеров, микроструктуры и фазового состава, в них практически не образовалось трещин, что является необычным для оксидной керамики [14, 15].

Литература

1. Курина И.С. Влияние температуры прокаливания порошков на качество оксидного топлива/Атомная энергия. – 1999. – Т.86. – № 3. – С. 189-194.
2. Курина И.С. Способ получения изделий из керамики/Патент на изобретение № 2135429, Россия, 1999.
3. Крегер Ф. Химия несовершенных кристаллов/Под ред. проф. О.М. Полторака). – М.: Мир, 1969. – С. 628.
4. Курина И.С., Попов В.В., Румянцев В.Н. Исследование свойств топливных таблеток диоксида урана с нанодобавками/Сб. трудов конф. МАЯТ-2 (Агой) (19-23 сентября 2005). – С. 48.
5. Kurina I.S., Popov V.V., Rumyantsev V.N. Investigations of the new modified UO_2 fuel properties for high burnup/Proc. of 6th international conf. on WWER fuel performance, modeling and experimental support (19-23 September 2005, Congress Center Albena, Bulgaria).
6. Fink J.H. and Petry M.C. Thermophysical Properties of Uranium Dioxide//ANL/Re-97/2.
7. Хмелевский М.Я., Попов В.В., Малахова Е.И. Физические и математические основы расчета напряженно-деформированного состояния и работоспособности цилиндрических твэлов контейнерного типа/Препринт ГНЦ РФ-ФЭИ №3007. – 2003.
8. Харламов А.Г. Теплопроводность высокотемпературных изоляторов. – М.: Атомиздат, 1980. – С. 10.
9. Займан Дж. Электроны и фононы. – М.: ИИЛ, 1962.
10. Котельников Р.Б., Башлыков С.Н., Каштанов А.И., Меньшикова Т.С. Высокотемпературное ядерное топливо. – М.: Атомиздат, 1969. – С. 56-57.
11. Tuller Harry L. Solid State Ionics. – 131. – 2000. – P. 143-157.
12. Gmelin Handbook of Inorganic Chemistry/8-th Edition. – Springer-Verlag Berlin, 1984. – P. 140.

13. *Курина И.С., Попов В.В., Румянцев В.Н.* Исследование свойств модифицированной оксидной керамики с аномальной температурной зависимостью теплопроводности. /Материалы XI Российской конф. по теплофизическим свойствам веществ (С-Петербург, 4-7 октября 2005). – С.114.

14. *Голованов В.Н., Крюков Ф.Н., Кузьмин С.В. и др.* Результаты послереакторных исследований нитридного топлива и топлива на основе инертных матриц, облученного в реакторе БОР-60/ Труды технического совещания МАГАТЭ (Обнинск, ноябрь, 2005).

15. *Крюков Ф.Н., Голованов В.Н., Кузьмин С.В. и др.* Результаты послереакторных исследований нитридного топлива и топлива на основе инертных матриц, облученного в реакторе БОР-60/ Сб. трудов конф. МАЯТ-2 (Агой) (19-23 сентября 2005). – С. 63.

Поступила в редакцию 1.09.2006

КАПСУЛЬНЫЕ ТВЕРДОЭЛЕКТРОЛИТНЫЕ ДАТЧИКИ ДЛЯ КОНТРОЛЯ КИСЛОРОДА В МЕТАЛЛИЧЕСКИХ РАСПЛАВАХ И ГОРЮЧИХ ГАЗОВ В АТМОСФЕРЕ

**П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, В.М. Шелеметьев, А.Н. Стороженко,
Р.П. Садовничий**

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



Приведены результаты исследований по разработке конструкции датчиков термодинамической активности кислорода в свинцовосодержащих металлических расплавах, а также датчиков для раннего обнаружения и контроля кислорода, водорода и других горючих газов в атмосфере. Разработанные твердоэлектродные датчики кислорода прошли метрологическую аттестацию и внесены в Госреестр средств измерений. Показано, что датчики для контроля содержания кислорода в газе, в том числе включающем горючие примеси, обладают возможностью производить раннее обнаружение малых концентраций таких примесей.

Повышение надежности и безопасности работы реакторов, использующих в качестве теплоносителя металлические расплавы (свинец, свинец-висмут и другие), требует разработку и совершенствование систем, способных диагностировать состояние теплоносителя и выявлять на ранних этапах возможность возникновения аварийных ситуаций. В связи с этим возникает необходимость в большом количестве недорогих и надежных датчиков, способных работать при повышенных температурах и давлениях, стойких к термоударам, имеющих повышенный ресурс работы.

ДАТЧИКИ КОНТРОЛЯ АКТИВНОСТИ КИСЛОРОДА В МЕТАЛЛИЧЕСКИХ РАСПЛАВАХ

На базе большого опыта ГНЦ РФ-ФЭИ по созданию различных устройств контроля для атомной энергетики [1, 2] были разработаны датчики на твердых электролитах для контроля кислорода в расплавах на основе свинца [3].

Разработанные датчики получили условное название «капсульные» по характерной форме керамического чувствительного элемента. Принцип действия датчика контроля кислорода на твердом электролите заключается в формировании электрического потенциала в гальваническом элементе, включающем электрод сравнения, твердый оксидный электролит и исследуемый материал, являющийся рабочим электродом. Суммарным потенциалообразующим процессом является процесс переноса ионов кислорода от электрода, где его химический потенциал больше (электрод срав-

нения), к электроду, где его химический потенциал меньше. Измеряя температуру и ЭДС чувствительного элемента при известном химическом потенциале электрода сравнения, можно определить термодинамическую активность (ТДА) кислорода в изучаемом электроде:

$$E = \frac{RT}{nF} \ln \frac{a_A}{a_B},$$

где n – число электронов, участвующих в реакции; $F = 96485$ Кл/моль – число Фарадея; $R = 8,314$ – универсальная газовая постоянная, Дж·К⁻¹·моль⁻¹; T – температура, К; a_A – ТДА кислорода в электроде сравнения; a_B – ТДА кислорода в изучаемом электроде.

Основным устройством в датчиках для контроля активности кислорода в расплавах жидких металлов является керамический чувствительный элемент на основе твердых электролитов из окисной керамики (КЧЭ), обладающий способностью работать длительное время в условиях повышенных температур и термоударов в расплавах металлов (Pb, Pb–Bi), обладающий стабильностью проводящих и механических свойств, термостойкостью, низкой газопроницаемостью.

В результате проведенных НИР и ОКР разработан оптимальный химический и фазовый состав для придания КЧЭ вышеперечисленных свойств [3, 4]. Сделано расчетно-экспериментальное обоснование геометрической формы керамического чувствительного элемента датчика с точки зрения наилучшей прочности, термостойкости, гидродинамики в потоке расплава.

Расчет проводился, исходя из анализа температур и температурных напряжений в чувствительном элементе датчика активности кислорода, а также анализа нагрузок от воздействия потока металла, при расчете напряженного состояния датчика от изгиба его набегающим потоком.

Шликерным литьем изготовлены керамические чувствительные элементы в виде пробирки со следующими характеристиками:

Шликерным литьем изготовлены керамические чувствительные элементы в виде пробирки со следующими характеристиками:

- геометрические размеры: диаметр 10 мм; длина 15–20 мм;
- открытая пористость 0%;
- плотность 5,89–5,95 г/см³;
- прочность при изгибе (20°) 700–900 МПа;
- термостойкость 300–350°С/с.

Эскиз одного из вариантов конструкции датчика приведен на рис. 1.

Керамический чувствительный элемент 5 герметично закреплен во втулке 1 из коррозионностойкой жаропрочной стали, приваренной к корпусу 3. В верхней части датчика расположен гермоввод 2, который изолирует внутреннюю полость датчика от внешней газовой среды. Кроме этого гермоввод предназначен для предотвращения аварийной ситуации, связанной с выходом сплава наружу в производственное помещение в случае разрушения КЧЭ. Гермоввод состоит из наружной втулки и коаксиально распо-

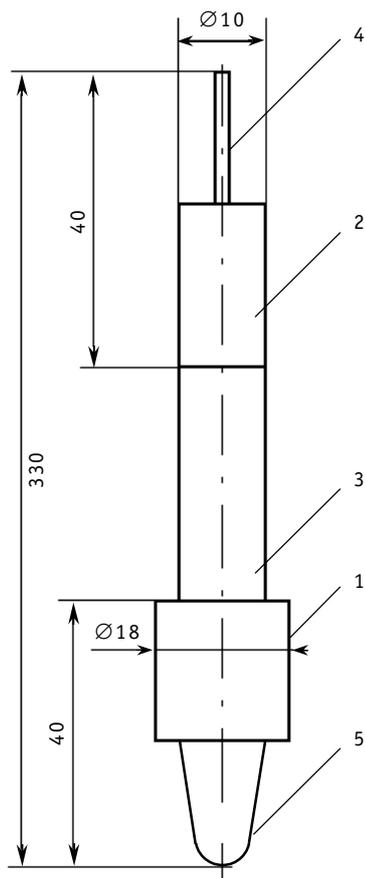


Рис. 1. Датчик активности кислорода: 1 – втулка; 2 – гермоввод; 3 – корпус; 4 – потенциалосъемный вывод; 5 – чувствительный элемент

женного внутреннего электрода 4, электрически изолированного от наружной втулки.

Технические характеристики датчиков:

- диапазон измерения активности кислорода $a = 10^{-6}-1$;
- диапазон рабочих температур 350–650°C;
- рабочая среда Pb, Pb–Bi;
- рабочее давление 0–1,5 МПа;
- скорость изменения температуры до 100°C/с;
- ресурс работы до 10000 ч.

При размещении датчика в исследовательской установке герметизация осуществляется по наружному диаметру корпуса, с помощью резиновых или фторопластовых уплотнений или с помощью сварки.

Для утверждения типа датчика как средства измерения и внесения его в Государственный реестр средств измерений, проведена метрологическая аттестация датчиков ТДА кислорода.

Разработанный датчик сертифицирован Госстандартом России (сертификат RU.С.31.002 А №15464), зарегистрирован в Государственном реестре средств измерений (№25282-03) и допущен к применению в Российской Федерации.

На сегодняшний день разработанные датчики ТДА кислорода капсульного типа используются в десятках экспериментов в установках как с неподвижным (статическим) теплоносителем, так и в циркуляционных стендах [5] в различных подразделениях ГНЦ РФ-ФЭИ, а также в других организациях: ФГУП НИКИЭТ (г. Москва), ЦНИИ-ИМ «Прометей» (г. С.-Петербург).

Датчики позволили провести ряд экспериментов, связанных с разработкой системы автоматического контроля и управления термодинамической активностью кислорода в теплоносителе в циркуляционной петле стенда ТТ-2М ГНЦ РФ-ФЭИ, где было установлено четыре датчика. В результате такая система автоматического контроля и управления была разработана и внедрена [6].

ДАТЧИКИ КОНТРОЛЯ ПАРЦИАЛЬНОГО ДАВЛЕНИЯ КИСЛОРОДА В ИНЕРТНОМ ГАЗЕ

Для контроля кислорода в инертном газе, например, в воздухе, разработан датчик парциального давления кислорода. В основу разработки положена предыдущая конструкция. Датчик состоит из измерительного 1 и электронного блока 2, соединенных кабельной линией 3 длиной до 120 м. Сенсор, в основе которого твердоэлектролитная керамическая ячейка, расположен внутри термостатированного корпуса измерительного блока, куда обеспечивается непрерывная подача исследуемого газа путем конвекции (рис. 2).

Основные технические характеристики

Диапазон измерения содержания кислорода в анализируемой газовой смеси от 0 до 30 кПа.

Параметры анализируемой газовой смеси % об.:

- воздух от 10 до 100;
- CO до 1;
- CO₂ до 1;



Рис. 2. Общий вид датчика парциального давления кислорода

- водяной пар до 100;
- водород до 0,01.

Предел допускаемой основной относительной погрешности 12%.

Диапазон допустимых температур среды в месте установки датчика, °С:

- от 0 до 200°С – неограниченно;
- от 200 до 250°С – в течение 1 ч;
- от 250 до 700°С – в течение 250 с.

Диапазон допустимых давлений, МПа от 0 до 0,7.

Питание датчика осуществляется от сети переменного тока с напряжением (220 +22; -33) В, частотой (50±1) Гц.

Габаритные размеры:

- измерительный блок до 660 мм;
- электронный блок 300×160×100 мм;
- длина кабеля от датчика до электронного блока до 120 м;
- до регистрирующего прибора не более 300 м.

Масса, кг:

- измерительного блока не более 20;
- электронного блока не более 5.

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ГОРЮЧИХ ГАЗОВ В АТМОСФЕРЕ

Весьма актуальной и технически сложной является задача контроля взаимодействующих газов – кислорода в присутствии окисляемых газов, например водорода, СО и т.д., а также определение водорода в присутствии кислорода. В настоящее время на базе твердоэлектродного датчика парциального давления кислорода происходит разработка и испытание узлов системы, которая позволяет производить раннее обнаружение взрыво- и пожароопасных примесей в воздухе опасных летучих соединений, химически активных по отношению к кислороду (водород, метан, угарный газ, природный газ, пары горючих и легковоспламеняющихся жидкостей, таких как бензин, ацетон, спирт и др.).

Проведенные исследования показали высокую селективность и чувствительность разрабатываемой системы по отношению к горючим и взрывоопасным газам. На

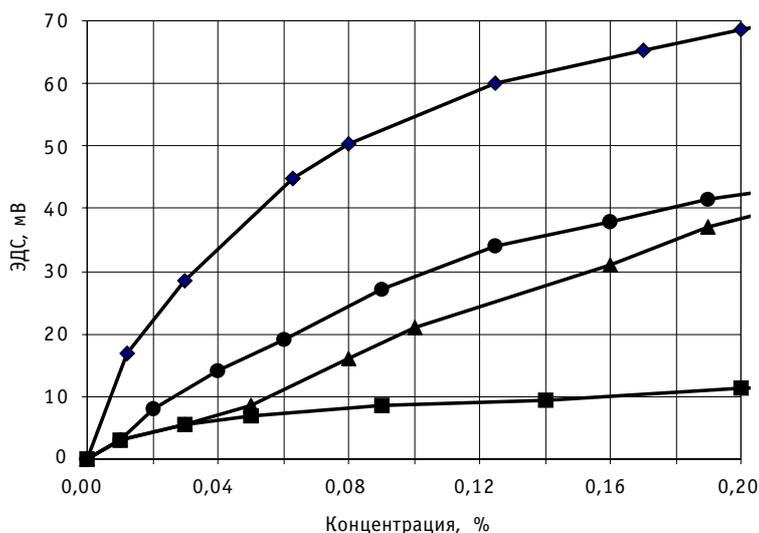


Рис. 3. Реакция системы на наличие малых концентраций горючих газов в воздухе. — H₂; — CO; — CH₄; — H₈.

рис. 3 представлены результаты одного из экспериментов по измерению содержания примесей горючих газов в кислородосодержащем газе (воздухе). При построении системы реализовано схемное решение, при котором производится измерение концентрации кислорода на входе комплекса, удаление примеси в камере анализируемого объема среды и измерение в ней концентрации кислорода, а также измерение температуры газовой среды. Для этого использовались два датчика (рис. 4), один из которых был снабжен устройством удаления примеси горючих газов (каталитическим фильтром) и показывал истинное содержание кислорода в газе. На показания второго датчика оказывало влияние присутствие горючих газов в количестве 0,005÷0,1% об. (в зависимости от газа) [7]. Исследования также показали, что при детектировании горючих газов в инертной атмосфере чувствительность системы многократно возрастает. Так, нижний предел обна-

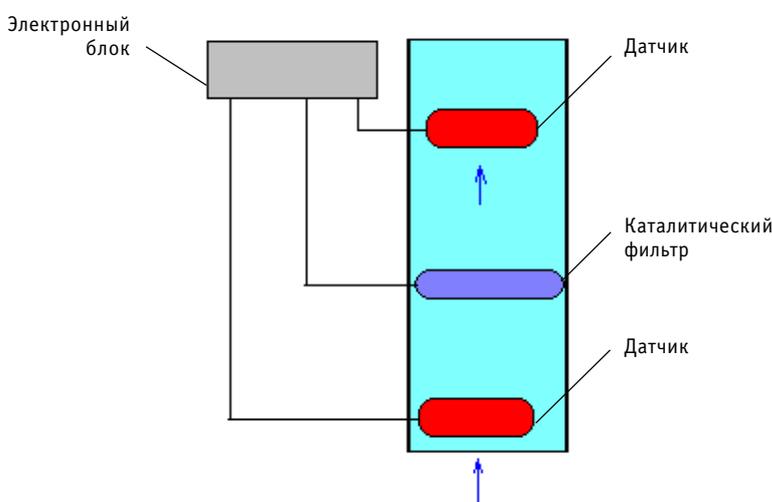


Рис.4. Схема расположения датчиков и каталитического фильтра

ружения водорода в аргоне составляет порядка 1 ppm.

Основные технические характеристики системы

Нижний порог обнаружения в воздухе, % об.:

- водорода 0,005 – 0,01;
- паров ацетона, спирта 0,05;
- метана, пропана 0,1.

Диапазон контролируемого парциального давления кислорода 0–21% об.:

Давление исследуемой среды 0–700 кПа.

Давление окружающей среды 84,0–106,7 кПа.

Диапазон допустимых температур среды в месте установки измерительного блока:

- | | |
|-----------------|-----------------------|
| от 0 до 200°C | неограниченное время; |
| от 200 до 250°C | 1 ч; |
| от 250 до 700°C | 250 с. |

Температура окружающей среды в месте установки электронного блока 5–40 °С.

Относительная влажность воздуха при 25°C не более 80%.

Данная система может быть применена в качестве индикатора утечек на складах и хранилищах, в шахтах, в аккумуляторных помещениях, химических лабораториях и

Т.Д.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработаны датчики на керамических твердых электролитах, позволяющие определять термодинамическую активность кислорода в свинцовосодержащих расплавах в процессе различных лабораторных исследований. Датчики сертифицированы и допущены к применению в Российской Федерации.

Разработаны системы контроля кислорода в инертных газах и в присутствии окисляемых газов, например, водорода, СО и др. Указанные системы могут быть использованы для раннего обнаружения горячих, взрыво- и пожароопасных газов.

Литература

1. Субботин В.И., Ивановский М.Н., Арнольдов М.Н. Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей. – М.: Атомиздат, 1970.
2. Шматко Б.А., Шимкевич А.Л., Блохин В.А. Диагностика коррозии и контроль технологических процессов методами активометрии в теплоносителе свинец–висмут/Сб. докл. конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерной технологии». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. – Т. 2. – С. 741.
3. Чернов М.Е., Автореферат диссертации: Датчик капсульного типа для контроля кислорода в контурах ЯЭУ с теплоносителями свинец и свинец–висмут. – Обнинск, 2005.
4. Викулин В.В., Мартынов П.Н., Чернов М.Е. и др. Исследование зависимости кислородоионной проводимости твердых электролитов из $ZrO_2-Y_2O_3$, работающих в жидкометаллических теплоносителях от фазового состава и структуры керамики/Труды регионального конкурса научных проектов в области естественных наук. – Калуга: Издательский дом «Эйдос», 2003. – Вып. 4. – С. 154.
5. Мартынов П.Н., Гулевский В.А. Чернов М.Е. Опыт использования лабораторных датчиков активности кислорода в экспериментах по теме «БРЕСТ»/Сб. тезисов докладов отраслевого научно-технического семинара «Исследования теплогидравлики и технологии свинца применительно к проекту установки с реактором БРЕСТ-ОД-300». – Обнинск, 2001.
6. Асхадуллин Р.Ш., Мартынов П.Н., Чернов М.Е. и др. Регулирование термодинамической активности кислорода в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителях методом растворения оксидов/Сб. тезисов докладов конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 2003.
7. Мартынов П.Н., Чернов М.Е., Шелеметьев В.М., Привалов С.О. Контроль состояния газовой фазы контуров охлаждения ЯЭУ/Сб. тезисов докладов Межотраслевой тематической конф. «Теплогидравлические аспекты безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах». – Обнинск, 2005.

Поступила в редакцию 1.09.2006

ПРОБЛЕМА ПОЛОНИЯ В ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВКАХ СО СВИНЦОВО-ВИСМУТОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

**Д.В. Панкратов, В.Н. Болховитинов, М.И. Бугреев, В.Д. Куранов,
Л.Д. Рябая, Г.И. Тошинский**

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



Излагается опыт проведения работ в условиях полониевого загрязнения на ядерных энергетических установках атомных подводных лодок и наземных стендов-прототипов с реакторами, охлаждаемыми сплавом свинец-висмут. Приведены некоторые результаты фундаментальных исследований, выполненных в ГНЦ РФ-ФЭИ и за рубежом, по изучению выхода полония из различных сплавов на основе свинца при их нагреве в вакууме и в атмосфере газа; его химических форм; закономерностей формирования радиационной обстановки.

Регулярные медико-биологические обследования персонала, участвовавшего в эксплуатации установок, ремонтных работах и ликвидации последствий аварий, не выявили случаев облучения полонием сверхустановленных санитарно-гигиенических норм.

Анализ изложенной информации позволяет сделать вывод: образование полония в свинцово-висмутовом теплоносителе не является доводом против его использования в реакторах ядерных энергетических установок.

ВВЕДЕНИЕ

Тяжелые аварии на реакторах Три-Майл-Айленд и Чернобыльской АЭС, более ранние аварии в Уиндскейле и на Урале в 1957 г., сопровождавшиеся радиоактивным загрязнением значительных территорий и большими социальными издержками, подорвали доверие к атомной энергетике.

В новых российских нормах радиационной безопасности НРБ-99 [1] сильно ужесточены требования по радиационной безопасности. Предел годовой дозы для населения установлен на уровне 1 мЗв (0,1 бэр), вместо 5 мЗв (0,5 бэр); для персонала – 20 мЗв (2 бэр), вместо прежних 50 мЗв (5 бэр). В 5 раз увеличен коэффициент радиационного риска на единицу коллективной дозы облучения населения.

Для обеспечения социальной приемлемости вновь разрабатываемых реакторов необходим глубокий и всесторонний анализ безопасности предлагаемых разработок, включая и очень маловероятные тяжелые аварии. Прогнозирование радиологических последствий эксплуатации реакторов и возможных аварийных ситуаций должно опираться на количественные знания о природе и механизмах выхода радиоактивности в окружающую среду, химических формах существования радионуклидов.

© *Д.В. Панкратов, В.Н. Болховитинов, М.И. Бугреев, В.Д. Куранов, Л.Д. Рябая,
Г.И. Тошинский, 2007*

Сказанное выше в полной мере относится к реакторам, охлаждаемым сплавом свинец–висмут, позволяющим создать ядерные энергетические установки, наиболее полно реализующие принципы внутренне присущей безопасности [2].

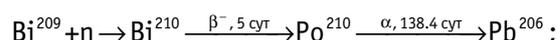
При использовании свинцово–висмутового теплоносителя (СВТ) в ядерных реакторах обращается внимание на высокую опасность полония, образующегося в свинце–висмуте при их работе. В значительной мере повышенное внимание к проблеме полония обосновано.

Po-210 ($T_{1/2} = 138,4$ дн.) – практически чистый α -излучатель, $E_{\alpha} = 5,3$ МэВ. Для полония-210 в НРБ-99 [1] установлены следующие пределы годового поступления (ПГП), допустимой среднегодовой объемной активности (ДОА) в воздухе и допустимой активности в питьевой воде (УВ):

- для персонала ПГП_{перс} = $6,7 \cdot 10^3$ Бк/год; ДОА_{перс} = 2,7 Бк/м³;
- для населения ПГП_{нас}^{возд} = $2,5 \cdot 10^2$ Бк/год; ДОА_{нас} = $3,4 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³;
- ПГП_{нас}^{пища} = $1,1 \cdot 10^2$ Бк/год; УВ_{нас}^{вода} = 0,12 Бк/кг.

Для исключения недопустимого полониевого загрязнения обращение с радиоактивным свинцово-висмутовым теплоносителем требует достаточно высокой технологической культуры и принятия специальных мер обеспечения радиационной безопасности.

В реакторе полоний образуется в результате ядерной реакции на ядрах висмута:



его активность в насыщении может составлять $(4 \div 40) \cdot 10^{10}$ Бк/кг.

ОПЫТ ПРОВЕДЕНИЯ РАБОТ НА ЯЭУ В УСЛОВИЯХ АВАРИЙНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОЛОНИЕМ-210

Имеется почти 40-летний опыт работы со свинцово-висмутовым теплоносителем в реакторах атомных подводных лодок и наземных стендов-прототипов. В нормальных условиях работы, когда первый контур герметичен, полоний опасности не представляет. Опасность возникает при разгерметизации первого контура, возможной во время плановых ремонтов оборудования первого контура, перегрузках ядерного топлива или при аварийных проливах радиоактивного теплоносителя в обслуживаемое помещение.

Основной причиной опасности при этом являются α -радиоактивные аэрозоли полония в воздухе рабочих помещений и поверхностные загрязнения, как результат осаждения аэрозолей или контактного переноса α -активности.

Уникальный опыт работ в условиях полониевого загрязнения был получен, прежде всего, на первой реакторной установке со свинцово-висмутовым теплоносителем – стенде 27/ВТ ГНЦ ФЭИ (г. Обнинск), где в период освоения установки имели место многочисленные аварии с проливом теплоносителя. Там же проводились различные работы по обслуживанию и ремонту загрязненного полонием оборудования. Именно в этот период были отработаны основные организационно-технические мероприятия и средства защиты персонала от полония, которые в дальнейшем использовались на лодочных установках и позволили исключить случаи переоблучения персонала. Из них следует выделить:

- размещение основного оборудования первого контура в герметичной выгородке, находящейся под разрежением по отношению к атмосфере реакторного отсека;
- организацию зон строгого режима и строгого радиационного контроля в местах проведения работ;
- обеспечение местного отсоса воздуха от участков пролива и мест с повышенным поверхностным α -загрязнением с одновременным использованием аэрозольных фильтров из ткани Петрянова;

- удаление слитков застывшего радиоактивного сплава;
- дезактивацию загрязненных полонием поверхностей помещения и оборудования;
- нанесение легко удаляемых защитных полимерных покрытий на загрязненные полонием поверхности;
- исключение проведения огневых работ (резка, сварка);
- проведение работ в спецодежде (перчатки, бахилы и др.) с использованием индивидуальных средств защиты органов дыхания (респиратор типа «Лепесток» с тканью Петрянова, а в необходимых случаях – пневмокостюмов).

Авария с проливом 2000 кг радиоактивного сплава в обслуживаемое помещение имела место на головной АПЛ пр. 705 К (заказ 105) в 1982 г. В период проведения послеаварийных работ уровень α -загрязненности воздуха колебался в широких пределах, $4 \div 4 \cdot 10^3$ Бк/м³, в зависимости от характера проводимых работ. Наибольшая активность наблюдалась при механической рубке сплава, сопровождавшейся интенсивным образованием радиоактивных аэрозолей.

Хорошо зарекомендовали себя защитно-аккумуляторные покрытия, фиксирующие полониевое загрязнение, изменяющие его физико-химическое состояние и локализирующие загрязнение в небольшом объеме, предотвращая его рассеяние в окружающую среду. Экранирующее и дезактивационное действие этих покрытий основывается на явлениях сорбции, растворимости загрязнения в дисперсной среде и диффузионном переносе по всему объему покрытия. Время защитного действия пленки $250 \div 300$ сут, сорбционная емкость $\sim 4 \cdot 10^6 \div 4 \cdot 10^7$ Бк/кг.

Покрытие проходило натурные испытания на стенде 27/ВТ-5 в 1968 г. при проведении длительных ремонтных работ со значительным выходом полония. При испытаниях выявлено, что нанесение покрытий толщиной 300 мкм в сильно загрязненных помещениях (до $1 \cdot 10^5$ α -част./мин·см²) резко улучшает радиационную обстановку, доводя уровень (снимаемого) поверхностного загрязнения до допустимых значений. Нанесенное покрытие способно эксплуатироваться в помещениях с повышенными температурами воздуха до 45°C до полугода и более, не изменяя своих свойств, за исключением сильно увлажненных участков.

Отработанные покрытия легко снимаются с поверхности, не являясь при этом источником радиоактивных загрязнений.

ОПАСНОСТЬ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОЛONIEM ВТОРОГО КОНТУРА

При нарушении герметичности трубок парогенератора и потере давления во втором контуре может происходить заброс сплава во второй контур и загрязнение воды полонием. При этом основное количество полония остается в сплаве, конденсат насыщается до удельной активности ($10^3 \div 10^4$) Бк/кг, а внутренние поверхности загрязняются за счет сорбции полония из воды.

Хотя в воде содержится малая часть заброшенного со сплавом полония, именно она, а также парения воды определяют радиационную обстановку в турбинном помещении при эксплуатации. Обескислороживающий и обессоливающий фильтры второго контура на порядок снижают равновесный уровень активности воды. Парения по тракту второго контура создают аэрозольную активность в воздухе турбинного отсека с присутствием газообразных соединений полония. Аэрозольная активность при этом присутствует постоянно, ее концентрация будет зависеть от величины протечек пара. Объемная активность аэрозолей полония в воздухе в районе выхлопа эжектора турбины достигала 4 Бк/м³, при активности полония в сплаве $\sim 4 \cdot 10^9$ Бк/кг.

Загрязненные внутренние поверхности второго контура создают радиационную опасность при ремонте оборудования. Оставшийся во втором контуре сплав является постоянным источником загрязнения воды. Простая замена воды и даже дезакти-

вазия внутренних поверхностей без удаления сплава не приводит к желаемому результату. Таким образом, дезактивация второго контура в принципе возможна только после удаления сплава из второго контура.

При аварии с крупной межконтурной течью на АПЛ проекта 705 К (заказ № 105), благодаря сохранению более высокого давления во втором контуре, загрязнения воды второго контура полонием практически не произошло (максимальное значение альфа-активности воды в главном конденсаторе не превысило 5 Бк/кг).

РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА ПРИ ВЫГРУЗКЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА

В октябре 1961 г. была произведена первая выгрузка активной зоны реактора стенда 27/ВТ в виде единой выемной части. Выгрузка выполнена с использованием переходной коробки и перегрузочного скафандра, не имеющего нижнего шибера. Общее время транспортировки с момента втягивания выемной части в скафандр до посадки ее на дно хранилища составило 30 мин. Остаточное тепловыделение активной зоны на момент выгрузки составляло 20–25 кВт. Температура воздуха, охлаждающего выемную часть при транспортировке, на выходе не превышала 100°C. По пути транспортировки выемной части от корпуса реактора до хранилища был сооружен поддон для сбора пролитого при транспортировке сплава. Количество сплава, вытекшего на поддон, не превышало 800 см³. Выгрузка выемной части проводилась с защищенного пульта управления при отсутствии персонала в центральном зале и в реакторном помещении.

За время выгрузки суммарный выброс полония в спецвентиляцию составил ~ 5·10⁷ Бк (без учета осаждения на воздуховоде). Объемная активность аэрозолей над реактором и в середине центрального зала в первые 30 мин операции выгрузки составляла 2370 и (207 ÷ 925) Бк/м³ соответственно. В следующие 30 мин средняя активность аэрозолей полония в этих же точках была существенно меньше и составляла 81 и (2 ÷ 11) Бк/м³. Через три часа концентрация аэрозолей еще снизилась до 7,8 и 0,4 Бк/м³; а спустя еще три часа, после закрытия крышки реактора, активность аэрозолей в воздухе над реактором снизилась до фоновых значений (0,4 Бк/м³).

После окончания перегрузки выемной части превышения загрязненности поверхностей не отмечено. Через 6 ч после окончания перегрузки концентрация аэрозолей полония во всех помещениях была менее 0,4 Бк/м³.

Таким образом, технические решения, заложенные в технологию выгрузки выемной части, с точки зрения обеспечения безопасности от полония в основном себя оправдали.

Аналогичная операция выгрузки активной зоны на другом стенде-прототипе в г. Сосновый Бор с использованием того же перегрузочного скафандра была выполнена спустя 26 лет, в июне 1987 г. Остаточное тепловыделение в активной зоне к моменту выгрузки составляло около 3 кВт, а удельная активность теплоносителя по Ро-210 была примерно равна 4·10⁹ Бк/кг. Радиационная обстановка по Ро-210 при этой выгрузке была значительно лучше, чем в первом случае. В реакторном помещении и в центральном зале концентрации Ро-210 в воздухе не превышали 4 Бк/м³ (ДОА_{перс} = 2,7), а выброс полония во внешнюю среду не превысил 4·10³ Бк.

МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ ПОСТУПЛЕНИЯ ПОЛОНИЯ В ОРГАНИЗМ ПЕРСОНАЛА

В последнее время в среде специалистов ВМФ и судостроительной промышленности прошла волна слухов о якобы повышенном числе фатальных исходов в категории лиц, обеспечивающих в 1960–1990 гг. эксплуатацию, ремонт и базовое обслуживание ЯЭУ с жидкометаллическим теплоносителем свинец–висмут на атомных под-

водных лодках пр. 645, 705, 705 К. В связи с этим необходимо отметить следующее.

Высокая радиобиологическая опасность полония-210, образующегося под действием нейтронного потока в теплоносителе Pb–Bi во время работы ЯЭУ, с самого начала разработок и эксплуатации жидкометаллических установок потребовала большого внимания к этой проблеме специалистов ГНЦ РФ-ФЗИ, ФХИ им. Л.Я. Карпова, Института биофизики Минздрава СССР, НИИ гигиены морского транспорта Минздрава и других специализированных организаций с целью разработки эффективных мер обеспечения радиационной безопасности персонала ЯЭУ с ЖМТ.

В течение всего периода эксплуатации этих установок на АПЛ и наземных стендах-прототипах: 27/ВТ (г. Обнинск) и КМ-1 (г. Сосновый Бор) изучался и обобщался опыт работы в условиях полониевого загрязнения атмосферы воздуха и поверхностей оборудования и помещений в самых различных эксплуатационных ситуациях, включая проливы радиоактивного теплоносителя в реакторные помещения на начальных этапах эксплуатации ЯЭУ.

Гражданский и военный персонал, участвовавший в проведении работ, находился под постоянным контролем служб радиационной безопасности и медицинским контролем. По данным этого контроля за все время эксплуатации жидкометаллических установок не было выявлено случаев носительства инкорпорированного полония в органах персонала сверх уровней, установленных национальными нормативными документами по радиационной безопасности, действовавшими в этот период.

Так при аварии на АПЛ пр. 705К (заказ № 105) в 1982 г. с проливом около 2000 кг радиоактивного сплава непосредственно в реакторный отсек АПЛ, концентрация радиоактивных аэрозолей в воздухе реакторного отсека не превышала 37 Бк/м³ (~ 10 ÷ 15 ДОА_{перс.}). Содержание полония в критических органах у персонала АПЛ, определенное по объективным результатам анализа биопроб, не превышало 10% соответствующего допустимого содержания полония.

Анализ последствий тяжелой радиационной аварии на реакторе левого борта АПЛ проекта 645 в 1968 г., в результате которой погибло 7 членов экипажа, показал, что лучевое поражение было обусловлено гамма-излучением радиоактивных благородных газов (криптоном и ксеноном) от незащищенных трубопроводов газовой системы. В биопробах пострадавших содержание полония находилось в пределах допустимых норм.

Эти и другие результаты исследований полониевой проблемы на АПЛ с ЖМТ были изложены нами в научно-техническом отчете «Обобщение опыта эксплуатации и проведения ремонтов ЯЭУ с ЖМТ свинец–висмут, в части радиационной обстановки и дозовых нагрузок, обусловленных полонием-210 и тритием», выпущенном в 1992 г. совместно со специалистами Центральной медицинской лаборатории ВМФ и службой радиационной безопасности Ленинградского адмиралтейского объединения.

В этом документе специалистами-медиками ВМФ по результатам многолетних медицинских наблюдений за личным составом ВМФ сделано заключение о том, что «радиационно-гигиенические условия и заболеваемость личного состава на АПЛ с ЖМТ, по существу, не отличаются не только от заболеваемости личного состава АПЛ с водо-водяными реакторами, но и от заболеваемости специалистов береговых служб, дислоцированных в регионе базирования АПЛ, не связанных непосредственно с радиацией». Данный отчет был разослан в 1992 г. в адреса заинтересованных организаций.

В 1991 г. в США в журнале «Health Physics» (vol. 61, № 1) была опубликована статья «Mortality among a Control of Workers Monitored for Po-210 Exposure: 1944–1972 у.у.» (смертность среди группы работников, контролировавшихся по облучению Po-210 в 1944–1972 гг.). Авторы провели крупное эпидемиологическое исследование

(изучено свыше 160000 протоколов биопроб) последствий внутреннего облучения Po-210 группы мужчин в количестве 4402 чел. (104326 человеко-лет работы), занятых в 1944–1972 гг. в производстве Po-210 в Mound Facility при создании триггерных устройств (нейтронных источников) для ядерных зарядов.

Результаты наблюдений были сопоставлены с официальными данными о причинах смерти 987 чел. этой группы за весь период по январь 1984 г. по всем видам раковых заболеваний. Они также сравнили статистику по смертности этой группы с аналогичными данными двух контрольных групп лиц (средней по США и по штату Огайо) и сделали вывод об отсутствии связи между полученными дозами внутреннего облучения за счет инкорпорированного полония вплоть до 1 Зв (100 бэр) и уровнем смертности по причинам злокачественных образований.

Практически все тренды, характеризующие смертность от раковых заболеваний в изучавшейся когорте работников, были отрицательны, т.е. смертность была даже несколько меньшей, чем в двух контрольных группах, что может быть объяснено, по видимому, более тщательным контролем здоровья персонала и лучшим медицинским обслуживанием работников предприятия.

С учетом изложенного, на сегодня нет основания полагать, что реакторные установки со свинцово-висмутовым теплоносителем по радиологическим параметрам обладают повышенным радиационным риском по сравнению с ЯЭУ других типов и являются неприемлемыми для использования в гражданской и военной атомной энергетике.

Кроме того, разрабатываемые в настоящее время реакторные установки с ЖМТ конструктивно выполняются в виде моноблоков, что практически исключает проливы радиоактивного теплоносителя.

ИССЛЕДОВАНИЯ МЕХАНИЗМОВ ВЫХОДА Po-210 ИЗ ПОЛОНИЙСОДЕРЖАЩИХ СРЕД

В последние несколько лет в ГНЦ РФ-ФЭИ проводилась работа по обобщению опубликованных в отечественной и зарубежной литературе данных по выходу полония из полонийсодержащих сред, выполнены собственные экспериментальные и расчетные исследования.

Известно, что полоний может находиться как в элементарной химической форме, так и в форме химических соединений: оксид полония, интерметаллические соединения, гидрид полония и др. Летучесть этих форм различна, зависит от температуры среды, плотности и вида газовой атмосферы над полонийсодержащим расплавом и ряда других параметров.

В одной из наиболее ранних публикаций по опыту работ с полонием в Mound Laboratory, вышедшей в США в 1956 г. [3], было показано, что летучесть полония из разбавленного раствора в висмуте существенно (в $\sim 10^3$ раз при 400°C) ниже давления паров элементарного полония, отнесенного к такой же его концентрации в висмуте. Это свидетельствует о том, что в изученной области температур (450 ÷ 850°C) полоний находится в висмуте в виде менее летучего химического соединения.

В лабораторных опытах с нагревом полонийсодержащих образцов эвтектики $Pb_{83}Li_{17}$ Фойерштайн с коллегами из Ядерного Центра в Карлсруе [4] установил, что в диапазоне температур (300 ÷ 800)°C скорость возгонки полония в вакууме была ниже примерно в 10^3 раз, чем рассчитанная для полония в элементарной форме. Авторами было высказано предположение, что полоний присутствует в свинцово-литиевой эвтектике в виде полонида свинца, имеющего существенно более низкую, чем элементарный полоний, упругость паров в рассматриваемом диапазоне температур. Наличие атмосферы инертного газа снижало скорость возгонки полония еще в $\sim 10^3$

раз. Таким образом, реально наблюдавшаяся скорость возгонки полония была в $\sim 10^6$ раз ниже скорости, рассчитанной для испарения элементарного полония в вакуум. Эффект экранировки газовой средой наблюдался и в опытах по испарению свинца и висмута из чистой (не содержащей Po-210) эвтектики.

Похожие результаты наблюдались в опытах Таппера из США [5] со свинцово-висмутовой эвтектикой, из которых он сделал вывод о том, что степень опасности полония в радиоактивной свинцово-висмутовой эвтектике часто преувеличивается; величина активности Po-210, выделяющегося из сплава в интервале температур (300 ÷ 800)°С, не является препятствием к использованию сплава свинец-висмут в качестве теплоносителя реакторов.

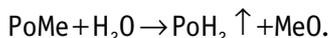
Исследования выхода полония из полонийсодержащих расплавов свинца-висмута, свинца и эвтектики свинец-литий при их нагреве в области температур (300 ÷ 800)°С проводились в ГНЦ РФ-ФЭИ в начале 90-х годов на специально созданной экспериментальной установке.

В результате исследований были сделаны следующие выводы:

- подтверждена теоретическая зависимость от температуры скорости возгонки полония в вакууме в форме его интерметаллического соединения со свинцом;
- наличие атмосферы инертного газа или воздуха существенно снижает скорость выхода полония из расплава по сравнению с вакуумом, что качественно совпадает с результатами работ Фойерштайна и Таппера.

Необходимо также обратить внимание еще на одну особенность полония, – его способность образовывать неустойчивое газообразное соединение – гидрид полония.

В опытах Н.Б. Борисова [6] (Физико-химический институт им. Л.Я. Карпова) при продувании влажного воздуха над полонийсодержащими препаратами при комнатной температуре наблюдалось образование газообразного соединения полония, причиной которого могла быть лишь реакция гидролиза бинарного соединения полония:



При этом с ростом влажности воздуха выход PoH₂ увеличивался. Этот интересный результат в значительной мере объясняет наблюдавшуюся в течение нескольких дней после аварии на заказе № 105 постоянную а-активность воздуха в реакторном помещении на уровне ~ 40 Бк/м³. По-видимому, имело место взаимодействие влажного воздуха с рыхлой окисной пленкой на поверхности застывшего сплава, содержащего интерметаллид полония, образование гидрида полония и его возгонка в атмосферу помещения.

ВЫВОДЫ

1. Опыт работ на реакторах АПЛ и наземных стендов-прототипов показал, что обращение с радиоактивным свинцово-висмутовым теплоносителем требует высокой технологической культуры и принятия специальных мер обеспечения радиационной безопасности. В нормальных условиях работы, когда первый контур герметичен, полоний опасности не представляет. Опасность возникает при работах с нарушением герметичности контура, возможным во время ремонтов оборудования контура, перегрузках ядерного топлива или при аварийных проливах радиоактивного теплоносителя в обслуживаемое помещение.

Научные исследования и строгий радиационный контроль, осуществлявшиеся в период ликвидации последствий аварийных проливов теплоносителя на стенде-прототипе и на АПЛ, позволили получить достаточные знания и отработать основные организационно-технические мероприятия и средства защиты персонала от полония, не допустить переоблучения людей.

2. Изучение и обобщение опубликованных в отечественной и зарубежной лите-

ратуре данных по выходу полония из полонийсодержащих сред, выполненные собственные экспериментальные исследования показали, что в диапазоне температур (300 ÷ 600)°С полоний в расплаве эвтектики свинец-висмут присутствует преимущественно в виде полонида свинца. Этим обстоятельством объясняется почти в 1000 раз меньшая скорость испарения полония с поверхности расплава в вакуум, наблюдаемая в этом диапазоне температур, по сравнению с расчетной скоростью для раствора элементарного полония в эвтектике Pb–Bi. Существенно снижает скорость испарения полония наличие над поверхностью расплава защитного газа (при давлении близком к атмосферному) или воздуха. Поэтому, реально наблюдаемая скорость выхода радиоактивного полония из расплава эвтектики в защитный газ или воздух в $10^5 \div 10^6$ раз ниже теоретической скорости испарения в вакуум элементарного полония той же молярной концентрации его в СВТ.

3. Знания о механизмах выхода полония из расплава Pb–Bi, его миграции в газовой системе контура и во внешней среде (воздух рабочих помещений, поверхностные загрязнения в них, объекты природной среды) позволили разработать расчетные математические модели для прогнозирования радиационной обстановки в реакторном помещении и за пределами реакторной установки, радиоэкологических последствий аварийного выброса полония в атмосферу.

4. Регулярный многолетний радиологический и медицинский контроль персонала ядерных энергетических установок с жидкометаллическим СВТ на стендах-прототипах и на атомных подводных лодках, длительное время принимавшего участие в эксплуатации, ремонтах и перегрузках ядерного топлива, ликвидации последствий аварий, связанных с проливом радиоактивного СВТ в реакторное помещение, не выявил случаев носительства Po^{210} в организме людей сверх уровней, установленных радиационно-гигиеническими нормами России. Отработанные в процессе освоения этих установок методы и средства индивидуальной и коллективной защиты от полония надежно обеспечивали радиационную безопасность персонала и защиту окружающей среды.

5. В качестве общего итога выполненного анализа может быть сделан обоснованный вывод о том, что образование полония в СВТ не является доводом против его использования в реакторах ЯЭУ.

Статья посвящается памяти профессора Б.Ф. Громова.

Литература

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). Государственные санитарно – эпидемиологические правила и нормы. СП 2.6.1.758-99. – Минздрав России, 1999.
2. Concept of safety ensuring. Use of lead-bismuth coolant in nuclear reactors and accelerator-driven systems//Nuclear Engineering and Design. – 1997. – 173. – P. 207-217.
3. Harvey V. Moyer POLONIUM. – Oak Ridge, Tennessee. July 1956.
4. Feuerstein H., Oschinski J. and Horn S. Behavior of Po-210 in molten Pb–17Li// Journal of Nuclear Materials. – 1992. – 191-194, North-Holland.
5. Tupper R.B., Minuskin B., Peters F.E., Kardos Z.L. Polonium Hazards associated with Lead-Bismuth used as a Reactor Coolant/ International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles Current Status and Innovations Leading to Promising Plants (October 28 – November 1, 1991. Kyoto, Japan). – Proceeding. – V. IV.
6. Петрянов И.В., Борисов Н.Б., Чуркин С.Л., Борисов Л.И., Старостина И.А. Образование и выделение газообразной фракции полония из твердых препаратов/ Доклады Академии наук СССР. – 1992. – Т. 322. – № 3.

Поступила в редакцию 1.09.2006

ТЕМПЕРАТУРНЫЕ РЕЖИМЫ ТВЭЛОВ КОРАБЕЛЬНЫХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ОХЛАЖДЕНИЕМ

А.В. Жуков, А.П. Сорокин, А.Д. Ефанов, Ю.А. Кузина

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



Излагаются результаты комплексных теплогидравлических исследований, полученные для активных зон реакторов с жидкометаллическим охлаждением с учетом специфических особенностей сплава Pb–Bi как теплоносителя для ядерных реакторов. Рассматриваются методы и средства изучения полей температуры и скорости в модельных сборках, разработанных на основе методов теплового моделирования. Представлены экспериментальные данные по теплоотдаче и максимальным неравномерностям температуры в регулярных решетках твэлов и в нестандартных каналах. Даются рекомендации по расчету локальных и средних коэффициентов обмена массой и теплом (конвективная составляющая) для дистанционирования твэлов винтовыми навивками типа «ребро по ребру». Рассматриваются эффекты, вызванные деформацией, дистанционирующими устройствами и частичной блокировкой проходного сечения под теплоноситель в решетках твэлов, охлаждаемых жидкими металлами.

ВВЕДЕНИЕ

Исследования теплообмена и полей температуры в каналах сложной формы применительно к реакторам с жидкометаллическим охлаждением были начаты в теплофизическом отделении ФЭИ в 50–60 годы прошлого столетия при использовании тяжелых теплоносителей (ртути и сплава Pb–Bi), а затем были продолжены на других жидких металлах, нашедших применение в атомной энергетике. Были созданы жидкометаллические стенды с Pb–Bi и ртутью, освоена технология этих теплоносителей, разработаны способы измерения температур на поверхности теплообмена и в теплоносителе, изучены процессы теплообмена в каналах различного поперечного сечения: пучки стержней, кольцевые и плоские зазоры, круглые трубы и т.д. Особое внимание было обращено на изучение температурных полей и теплоотдачи в стержневых и трубных системах как наиболее распространенных системах теплосъема в активных зонах и теплообменниках ЯЭУ с жидкометаллическими теплоносителями. Теплоноситель Pb–Bi широко использовался, в частности, при изучении теплообмена в круглых трубах. Эксперименты на тяжелом теп-

© А.В. Жуков, А.П. Сорокин, А.Д. Ефанов, Ю.А. Кузина, 2007

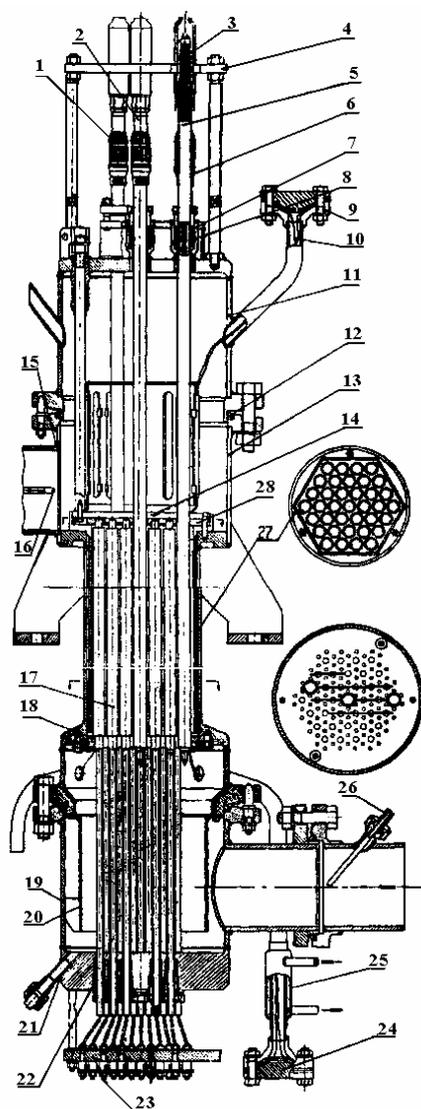


Рис. 1. Конструкция тепловой модели сборки твэлов реактора с жидкометаллическим охлаждением:

1, 2, 5 – боковой, центральный, угловой поворотные имитаторы твэлов, 3 – электроподвод нагревателя, 4 – ограничитель, 6 – крепление термопар, 7, 8 – элементы сальника, 9, 24 – уплотнение термопар, измеряющих температуру в ячейках на выходе из модели, 10 – термопары, 11, 13 – верхний коллектор, 12 – прокладки, 14 – решетка с термопарами, 15 – смеситель, 16 – термопарная гильза, 17 – имитатор твэла, 18, 28 – нижняя и верхняя центрирующие решетки, 19 – нижний коллектор, 20 – отбойник, 21 – дренаж, 22 – сальники, 23 – изоляционная панель, 24 – замораживатель, 26 – термопарная гильза, 27 – шестигранная обечайка

лоносителя (ртуть) дали первые сведения принципиального характера о процессах теплообмена в решетках твэлов с жидкометаллическим охлаждением.

Работы проводились группой сотрудников ФЭИ (Ю.И. Орлов, А.В. Жуков, П.А. Ушаков, М.Х. Ибрагимов, Б.Н. Габринович, И.П. Свириденко и др.) под руководством ныне академика Российской Академии наук В.И. Субботина.

Далее были развернуты прецизионные исследования температурных полей и теплоотдачи применительно к теплоносителю Pb–Bi на моделирующем теплоносителе: сплаве натрий-калий (22%Na + 78%K); проводились также эксперименты для отработки новых методик исследований температурных полей в решетках твэлов непосредственно на сплаве Pb–Bi (метод точечного источника и т.д.). Развивались расчетные методы (М.П. Леончук, Ю.С. Юрьев, А.П. Сорокин).

Ниже излагаются результаты комплексных теплогидравлических исследований, полученные для активных зон реакторов, как наиболее напряженных узлов ЯЭУ с жидкометаллическим охлаждением, при учете специфических особенностей сплава Pb–Bi, как теплоносителя для ядерных реакторов.

МОДЕЛЬНЫЕ СБОРКИ, ДАТЧИКИ, МЕТОДИКИ. ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИЙ СТЕНД

При использовании тяжелого теплоносителя для ядерных реакторов рассматриваются решетки твэлов разной геометрии (треугольные, квадратные), с различными способами дистанционирования твэлов (винтовые ребра, поперечные решетки), с различными шагами расположения твэлов ($1,10 \leq s/d \leq 1,5$); возможно использование тепловыделяющих сборок с чехлами и без чехлов и т.д. Проблемы теплогидравлики связаны с необходимостью выявления закономерностей сложного продольно-поперечного течения теплоносителя, вызываемого дистанционирующими устройствами, изучения коэффициентов гидравлического сопротивления и теплообмена, обусловленных взаимодействием продольных и поперечных потоков теплоносителя.

Вышеотмеченные вопросы изучены применительно к жидкометаллическим потокам (включая сплав Pb–Bi) при сочетании тепловых и гидродинамических опытов, основанных на использовании методов теплового моделирования [1–3] и электромагнитных измерений локальных скоростей жидкометаллического теплоносителя [4, 5].

Конструкция модельныхборок [3]. Модельная сборка воспроизводит изучаемую решетку твэлов, моделируя ТВС реактора (рис. 1) или соответствующую часть бескассетной активной зоны.

Центральным моментом моделирования является выполнение равенства параметра эквивалентной теплопроводности твэла и его имитатора ($\epsilon_k \text{ твэл} = \epsilon_k \text{ мод}$) и обоснование выбора числа имитаторов твэлов в сборке, а также числа модельныхборок, если изучается их тепловое взаимодействие (в последнем случае моделируется определенная часть активной зоны реактора). При необходимости возможно использование бесчелювых (или перфорированных)борок. Наибольшее число имитаторов твэлов, воспроизводящих бескассетную активную зону транспортной установки, составляет 61.

Термометрические датчики и нагреватели. Термометрические датчики (микротермопары) вмонтированы в поворотные имитаторы твэлов (в том числе с дистанционирующими ребрами), расположенные в характерных зонах модельной сборки, а также в ячейки проходного сечения, и измеряют локальные температуры поверхности имитаторов твэлов и в теплоносителе – рис. 2. Опыты обычно проводятся при постоянном энерговыделении и пересчитываются на любой закон энерговыделения по высоте реактора с использованием принципа суперпозиции [6, 7]. При необходимости осуществляется моделирование переменного по высоте зоны энерговыделения, для чего используется профилированный нагреватель.

Электромагнитный метод измерений локальных расходов (скоростей) жидкометаллических потоков теплоносителя [4, 8]. Для жидкометаллических теплоносителей затруднено применение традиционных методов гидродинамических измерений, основанных на использовании трубок Пито и термоанемометров. Проведение опытов на теплоносителях с умеренными числами Прандтля (вода, воздух) часто вызывает необходимость создания моделей сильно увеличенных размеров (по сравнению с натурными сборками твэлов), что связано с большими материальными затратами на постановку и проведение опытов, и не обеспечивает соответствия штатной технологии изготовления ТВС реакторов. Вместе с тем для теплогидравлического обоснования ядерных реакторов с охлаждением сплавом Pb–Bi большое значение имеет знание локальных гидродинамических характеристик (в частности, локальных расходов) в реальных конструкциях ТВС, что определяет температурное поле в активной зоне реактора.

Необходимость исследования локальных гидродинамических характеристик для трех основных видов течения в элементах реактора – продольного течения (распре-

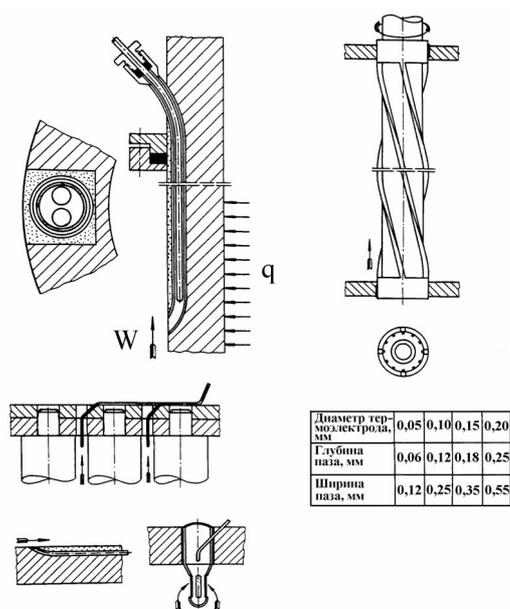


Рис. 2. Измерение температуры поверхности имитаторов твэлов и в жидкости

деление локальных расходов по периметру и длине твэлов), поперечного течения (мас-сообмен в межтвэльном пространстве), продольно-поперечного течения в теплообменном оборудовании ЯЭУ – обусловило необходимость разработки универсального метода измерений локальных гидродинамических характеристик, применимого для любого из перечисленных выше видов течения.

Изучение гидродинамических вопросов удобно проводить на модельных сборках твэлов, несильно отличающихся по размерам от натуральных ТВС или полностью соответствующих им, при использовании в качестве теплоносителя той же среды, что и в реакторе (жидкий металл). Целесообразность постановки таких исследований очевидна, т.к. в опытах воспроизводятся, по существу, близкие к натурным гидродинамические условия, а постановка опытов оказывается весьма экономичной. Если гидродинамические измерения в модельных сборках дополнить тепловыми, то будет получена довольно полная информация для теплогидравлического обоснования ядерного реактора. Такой метод исследований разработан в ФЭИ коллективом сотрудников под руководством А.В. Жукова.

В трубку из стали X18H10T (рис. 3) вставлен постоянный магнит, размещенный в экранирующих кольцах. Ось магнита направлена по диаметру трубки перпендикулярно движению теплоносителя. На внешней поверхности трубки в районе торца магнита имеется прорезь, заполненная изолятором. В изоляторе зафиксированы взаимно перпендикулярные две пары электродов, реагирующие на продольную и поперечную составляющие скорости. Центральный угол между электродами $2\Delta\phi$ равен $3-7^\circ$. Для измерения полей скорости в модельных ТВС осуществляется поворот трубки с датчиком и его продольное перемещение вместе с трубкой.

Жидкометаллический стенд [3]. Гидродинамические и тепловые эксперименты с модельными сборками активных зон и теплообменников реакторов проводятся на жид-

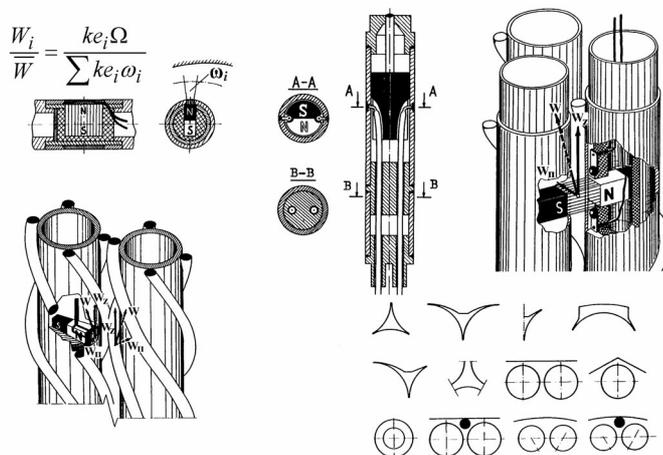


Рис. 3. Электромагнитные датчики локального действия и изученные каналы применительно к ЯЭУ

кометаллическом стенде б-Б (теплоноситель – натрий, сплав натрий–калий), вошедшем в каталог стендов и реакторов нулевой мощности, изданный СЭВ [9]. В этом стенде, наиболее известном из литературы и имеющем большую мощность по сравнению с другими исследовательскими стендами, используется сплав натрий–калий (22% Na + 78% K) как моделирующая жидкость по отношению к сплаву Pb–Bi. Исследовательские стенды со сплавом Pb–Bi, на которых проводятся непосредственные эксперименты для реакторов с этим теплоносителем, имеют аналогичную конструкцию.

Стенд состоит из трех контуров: первый контур – натрий–калиевый, второй – натри-

евый, третий – натрий калиевый. Первый и второй контуры – основные; они предназначены для проведения непосредственных экспериментов с теплогидравлическими моделями активных зон реакторов и теплообменниками металл–металл. Третий контур (вспомогательный) предназначен для охлаждения холодных ловушек первого и второго контуров. Оборудование стенда является характерным для работы с жидкими металлами (подробнее см. в [3]).

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Теплоотдача и поля температур в регулярных решетках твэлов. Сведения по расчету коэффициентов теплоотдачи и максимальных неравномерностей температуры твэлов с жидкометаллическим охлаждением (в том числе сплавом Pb–Bi) получены для решеток твэлов в широких интервалах изменения определяющих параметров (шаг решеток твэлов $1,0 \leq s/d \leq 2,0$, число Пекле $1 \leq Pe \leq 4000$, число Прандтля $0,007 \leq Pr \leq 0,03$, параметр эквивалентной теплопроводности твэлов $0,02 \leq \epsilon \leq 16$) [7, 10]. На рис. 4, 5 приводятся некоторые характерные результаты опытов по коэффициентам теплоотдачи. Данные по теплоотдаче в четырехугольной решетке твэлов (рис. 4б), полученные при использовании непосредственно тяжелого теплоносителя, подробно изложены в [11].

Опытные данные обобщаются зависимостью, построенной на использовании предельных данных для ламинарного режима течения [7, 10]. Следует отметить формулу [12]

$$Nu = 0,58 \left[1,103(s/d)^2 - 1 \right]^{0,55} Pe^{0,45}, \quad 1,1 \leq s/d \leq 1,5; \quad 400 \leq Pe \leq 4000, \quad (1)$$

предложенную при непосредственном участии Ю.И. Орлова и сыгравшую значительную

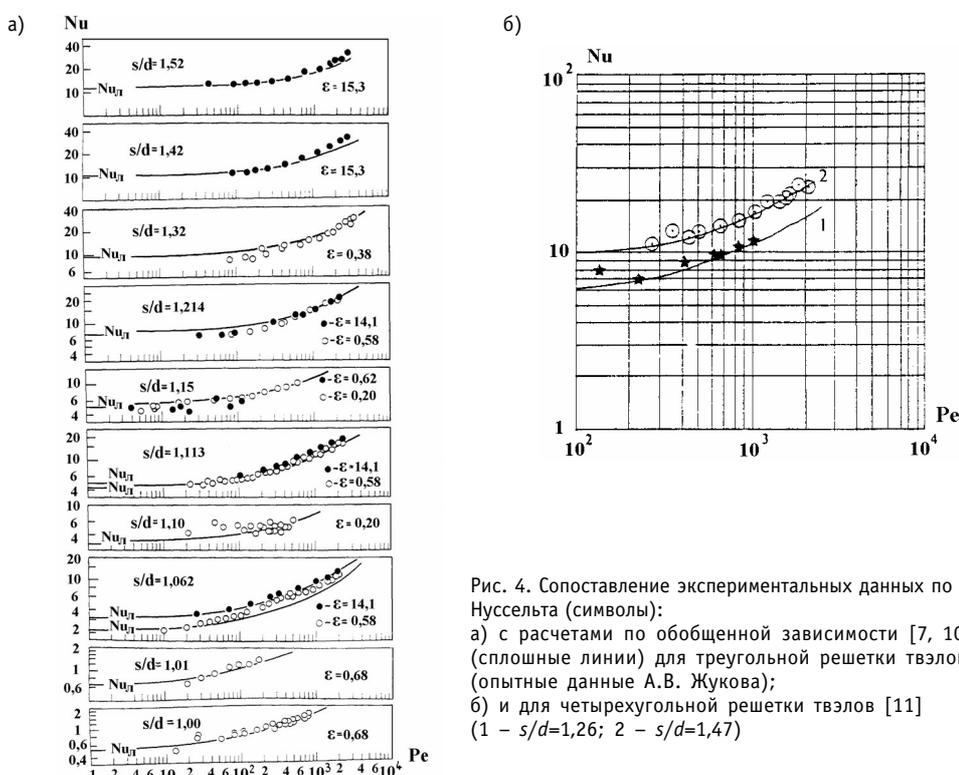


Рис. 4. Сопоставление экспериментальных данных по числам Нуссельта (символы): а) с расчетами по обобщенной зависимости [7, 10] (сплошные линии) для треугольной решетки твэлов (опытные данные А.В. Жукова); б) и для четырехугольной решетки твэлов [11] (1 – $s/d=1,26$; 2 – $s/d=1,47$)

роль при теплогидравлическом обосновании активных зон реакторов транспортных установок.

Эффект переменного энерговыделения в температурных напорах «стенка-жидкость» при использовании сплава Pb–Bi. Коэффициент теплоотдачи при переменном энерговыделении в нижней части активной зоны реактора выше, а в верхней

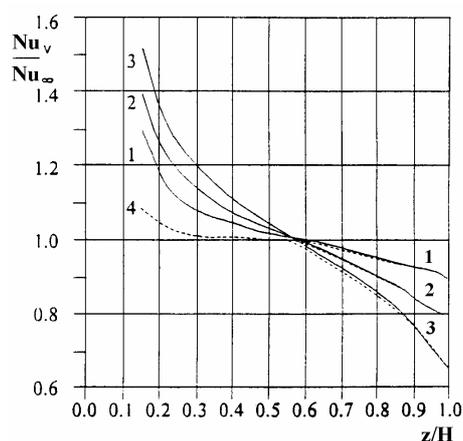


Рис. 5. Распределение относительных чисел Нуссельта по высоте активной зоны для $s/d=1,3$ и $Re=1600$ в функции значения k : 1 – 1,1; 2 – 1,2; 3 – 1,3; 4 – $q=const$

части ниже, чем при постоянном энерговыделении (рис. 5). Представляет опасность занижение коэффициента теплоотдачи в конце зоны энерговыделения при $q = var$, т.к. это связано с завышением температурных напоров «стенка-жидкость» по сравнению с оценками, не учитывающими эффект переменного энерговыделения в отношении теплоотдачи. Оценка максимальной температуры твэла, произведенная с использованием формул для коэффициентов теплоотдачи при $q = const$, дает более низкие значения температуры по сравнению с действительными (при переменном энерговыделении). Данный эффект может быть чувствителен для реакторов с сильно изменяющимся энерговыделением и теплоносителем, обеспечивающим большие температурные напоры «стенка-жидкость»

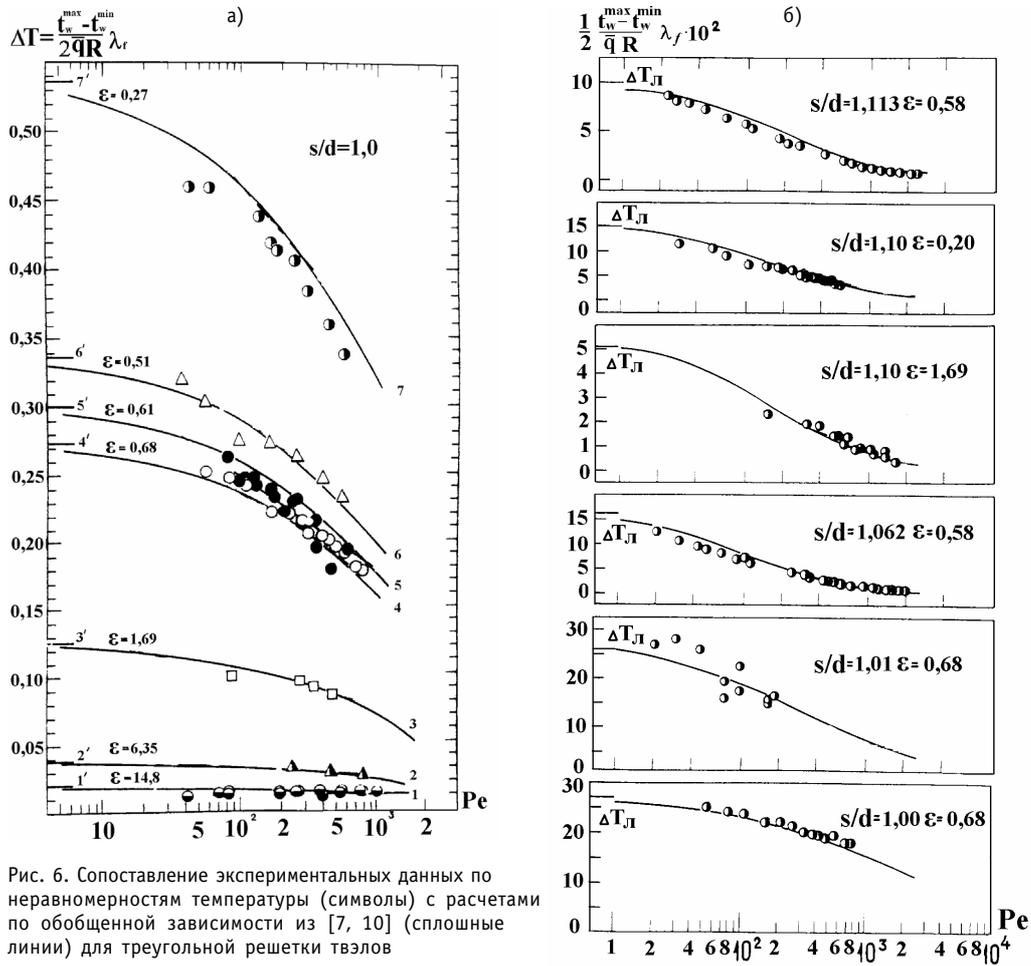
(что характерно для сплава Pb–Bi). Получены рекомендации для оценки этого эффекта [7, 11, 13].

Максимальные неравномерности температуры в регулярных решетках твэлов и в нестандартных каналах [10, 12]. Систематизация максимальных неравномерностей температуры по периметру твэлов регулярной решетки представлена на рис. 6а, б, где приводится сопоставление экспериментальных данных с обобщенной зависимостью из [7, 10], справедливой для любых цилиндрических твэлов, обтекаемых жидкометаллическим теплоносителем в широком интервале изменения чисел Пекле (в обобщенной зависимости используются предельные значения по неравномерностям температуры для ламинарного режима течения).

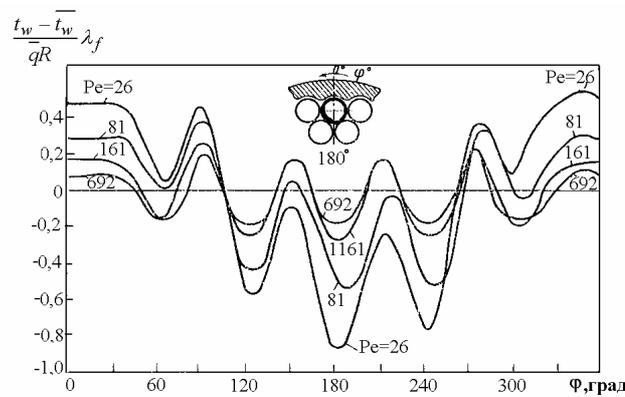
Температурные поля периферийных твэлов (рис. 7) характеризуются сложным распределением температуры, определяемым геометрией периферийной зоны, условиями энерговыделения и другими причинами [12].

Межканальный теплообмен [5, 14]. Зазоры между твэлами, связывающие каналы в единую систему, обеспечивают обмен массой, импульсом и энергией между каналами (рис. 8), который осуществляется конвективным переносом, турбулентной диффузией и молекулярным (электронным в жидких металлах) переносом, а также за счет теплопроводности твэлов (эффект весьма заметен для твэлов реакторов, охлаждаемых сплавом Pb–Bi).

Если обмен массой (теплом) в решетках твэлов, дистанционируемых проволочными навивками типа «ребро по оболочке», подчиняется периодическому (синусоидальному) закону, что определяет периодический (синусоидальный) закон изменения локальных коэффициентов межканального обмена по высоте зазоров между твэлами, то при дистанционировании твэлов «ребро по ребру», в зазорах между твэлами возникают противоположно направленные потоки теплоносителя (рис. 8), и обмен массой (теплом) по высоте зазоров подчиняется более сложному, чем синусоидальный, периодическому закону (эпюры обмена массой и теп-



лом см. на рис. 8). Исследования позволили установить определяющие параметры и дать рекомендации по расчету локальных и средних коэффициентов обмена массой и теплом (конвективная составляющая) для дистанционирования твэлов винтовыми навивками типа «ребро по ребру» [5, 14]:



$$\mu_{\text{конв}ij}^T = \pm \frac{V_{\text{max}}}{V_{\text{ц,я}}} \sin^2 2 \left(\frac{2\pi Z}{h} - \alpha_{ij} \right);$$

$$\mu_{\text{конв}}^T = \frac{1}{3h} \Phi_*^T(x) \Psi(\text{Re});$$

$$\mu_{\text{конв}}^T = \gamma \mu_{\text{конв}}^T, \quad \gamma = 0,7;$$

$$\Phi_*^T(x) = 2,16 - 3,16e^{-1210(x-1)^4} + 1;$$

$$\Psi(\text{Re}) = 1,085 - 0,754 \exp(-0,132 \cdot 10^{-3} \text{Re})$$

$$1,01 \leq x = s/d \leq 1,4;$$

$$5 < h/d < 65,5; \quad 5 \cdot 10^3 \leq \text{Re} \leq 10^5.$$

Исследования других составляющих межканального обмена теплом (турбулентная и молекулярная диффузия, теплопроводность твэлов) позволили замкнуть (наряду с использованием коэффициентов гидравлического сопротивления) систему констант для теплогидравлического расчета активных зон реакторов, охлаждаемых сплавом Pb–Bi.

Деформация решетки твэлов [7, 14, 15]. Деформация решетки твэлов при работе реактора с жидкометаллическим охлаждением может иметь разнообразные формы: изгиб и скручивание твэлов, деформация вытеснителей, распухание и оваллизация твэлов, стохастические отклонения параметров и т.д. При этом может происходить смещение твэлов пучка до касания оболочками твэлов и образования увеличенного зазора между твэлами.

В отдельных случаях может иметь место смещение (прогиб) твэлов. Могут возникать даже ячейки с плотной упаковкой твэлов. В целом деформация твэльной решетки имеет случайный характер. Эффекты формоизменения в процессе кампании обусловлены распуханием и пластичной деформацией оболочек и чехлов ТВС.

Изучены температурные поля и теплообмен твэлов при деформации каналов, вызванной одиночным или групповым смещением твэлов (одиночное смещение твэла вдоль чехла ТВС и по нормали к чехлу ТВС; в направлении под углом к твэлам регулярной зоны, смещение одиночного твэла в канале, групповое смещение двух, трех или четырех твэлов в характерных зонах ТВС, прогибом одного или нескольких твэ-

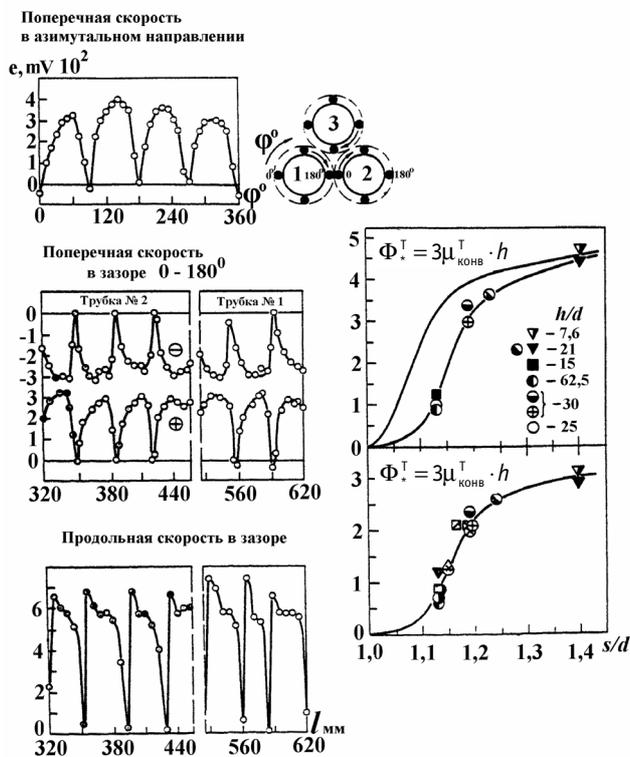


Рис. 8. Межканальный конвективный обмен при дистанционировании твэлов «ребро по ребру»

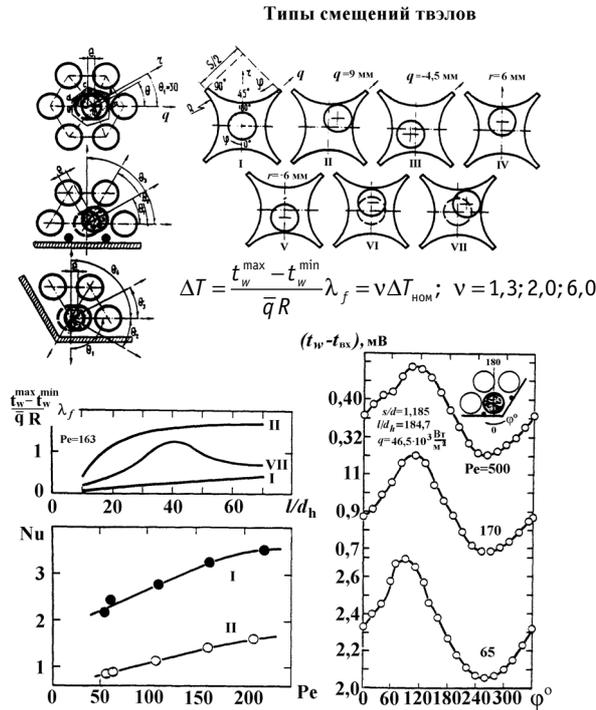


Рис. 9. Температурные поля и теплоотдача в деформированных решетках твэлов

лов, формоизменением пучка и чехла ТВС и другими факторами. Конечно, деформация приводит к резкому росту неравномерностей температуры и падению теплоотдачи (рис. 9).

Необходимо иметь в виду, что полученные данные для исследованных вариантов представляют собой некоторые базовые (предельные) данные, которые удобно использовать для осуществления предельных переходов при изучении рассматриваемой проблемы. Поскольку в реальных ТВС изменение геометрии каналов носит статистический характер и все многообразие конкретных геометрических условий вряд ли может быть воспроизведено и изучено в экспериментах, то необходимо найти некоторый универсальный параметр, который позволил бы получить обобщенную зависимость для оценок неравномерностей температуры при различных вариантах деформации решетки твэлов с учетом статистического характера изменения проходных сечений каналов.

Таким параметром может служить обратная относительная площадь деформированной ячейки с максимальным проходным сечением [14, 15], что позволило обобщить все многообразие полученных экспериментальных данных единой зависимостью

$$\Delta T = \frac{t_w^{\max} - t_w^{\min}}{\bar{q}R} \lambda_f = K + M \exp(-mPe), \quad 20 \leq Pe \leq 700. \quad (2)$$

Наряду с этой зависимостью развиты аналитические и численные подходы к решению различных задач, связанных с деформацией решеток твэлов и чехлов ТВС в активных зонах реакторов с жидкометаллическим охлаждением, которыми можно воспользоваться для расчетных оценок применительно к реактору с теплоносителем Pb–Bi.

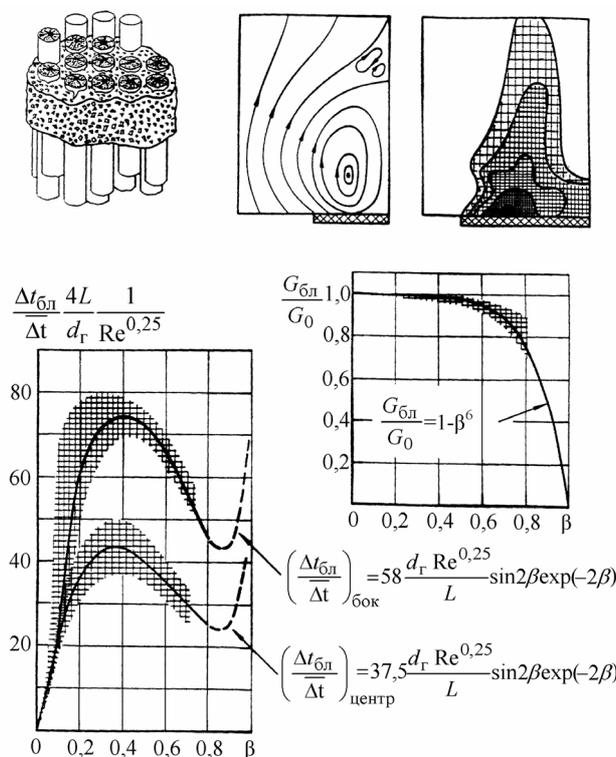


Рис. 10. Частичные блокировки проходного сечения ТВС: схемы, результаты исследований

Сборки твэлов с частичной блокировкой проходного сечения под теплоноситель.

Частичная блокировка проходного сечения ТВС ядерного реактора с жидкометаллическим охлаждением (рис. 10) вызывает изменение поля скорости, давления и температуры теплоносителя в ТВС. В области блокировки происходит перераспределение расхода и давления в потоке, возникают рециркуляционные течения за блокадой. Это сопровождается ростом гидравлического сопротивления и уменьшением расхода теплоносителя через ТВС. Торможение потока теплоносителя обуславливает рост общего подогрева теплоносителя. Ухудшение теплосъема приводит к росту температуры в области блокады. Все это позволяет рассматривать блокировки ТВС как потенциальные источники нежелательных ситуаций в активной зоне реактора, связанные с перегревом твэлов и медленным разрушением их оболочек.

Необходимо знать и оценивать возникающие теплогидравлические процессы в области блокады решеток твэлов, обтекаемых сплавом Pb–Bi, чему был посвящен ряд работ, обосновавших расчет рассматриваемого явления, обуславливающего возможное отклонение режима работы активной зоны от номинального.

На рис. 10 показано поведение расходов и подогревов теплоносителя в функции степени блокады проходного сечения под теплоноситель (обобщенные формулы), полученный на основании многочисленных исследований решеток твэлов с блокадами как в отечественной, так и зарубежной практике. Подробный обзор экспериментальных исследований с анализом соответствующих расчетных программ и обобщением результатов дается в [16, 17].

Эффекты в температурных полях твэлов, обусловленные дистанционирующими устройствами в активных зонах реакторов, охлаждаемых тяжелым теплоносителем (Pb, сплав Pb–Bi). Если в быстрых натриевых реакторах наблюда-

ются некоторые перегревы поверхности твэлов в районе дистанционирующих устройств (под проволочными навивками или в точках касания с дистанционирующими решетками [7]), что обусловлено низкой эквивалентной теплопроводностью твэлов (численные значения параметра эквивалентной теплопроводности твэлов в этом случае лежат в диапазоне $0,02 \leq \varepsilon \leq 0,2$), то при использовании в реакторе тяжелого теплоносителя, при соответствующей композиции твэлов, перегревы малы или вообще не наблюдаются и даже могут иметь место некоторые понижения температуры поверхности твэла в районе расположения дистанционирующей решетки (рис. 11а). Коэффициенты теплоотдачи при этом резко возрастают в районе дистанционирующей решетки [11]. Данный эффект представляет собой большой интерес и, по-видимому, связан с относительно высокой теплопроводностью твэлов, охлаждаемых тяжелым теплоносителем (численное значение параметра эквивалентной теплопроводности ε в этом случае оказывается на порядок выше, чем у твэлов натриевых реакторов), а также с некоторым увеличением скорости теплоносителя в районе дистанционирующей решетки (исследования проводились при перекрытии проходного сечения решетками на ~10 и 20%).

Перегревы стенки под дистанционирующими ребрами твэлов транспортных установок могут быть оценены по формуле [7]

$$\frac{\Delta t_p \lambda_f}{qR} = 0,066 - 5 \cdot 10^{-5} Pe, \quad 40 \leq Pe \leq 400; \quad \varepsilon \cong 1+2; \quad 1,05 \leq s/d \leq 1,13.$$

Влияние степени перекрытия дистанционирующей решеткой проходного сечения ТВС (ε_p) на температурное поле начального теплового участка показано на рис. 11б. Здесь речь идет о расположении твэлов в регулярной зоне по вершинам квадратов применительно к реакторам высокой безопасности и экономичности, охлаждаемым тяжелым теплоносителем [16]).

ПОКАНАЛЬНАЯ МЕТОДИКА И РАСЧЕТНЫЕ КОДЫ

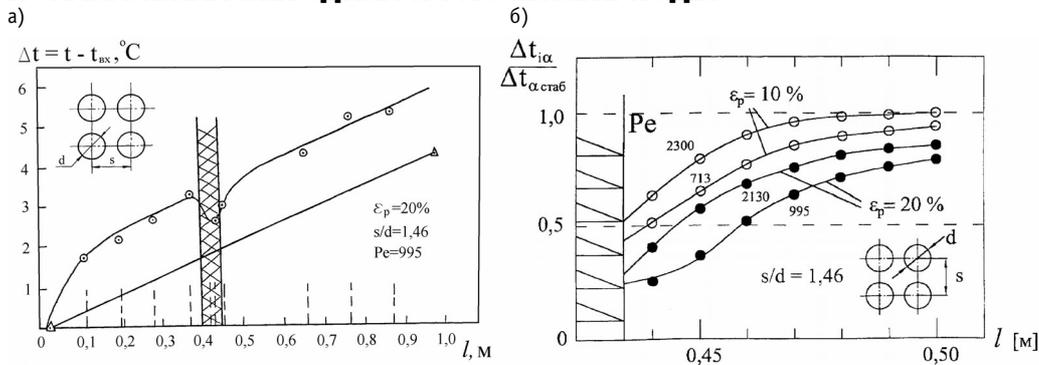


Рис. 11. Температурное поле по длине твэла, обтекаемого тяжелым теплоносителем при дистанционировании твэлов поперечной решеткой (а) и температурное поле на начальном тепловом участке для различной степени перекрытия проходного сечения дистанционирующей решеткой (б)

Покаканальная методика расчета температурных режимов ТВС (А.П. Сорокин) разработана применительно к активным зонам реакторов, охлаждаемым любым теплоносителем, в том числе и жидкометаллическим (а, следовательно, и сплавом Pb–Bi), базируется на использовании вышеприведенного экспериментального материала (коэффициенты теплоотдачи и коэффициенты межканального теплообмена, коэффициенты гидравлического сопротивления и формы каналов, константы для деформированных решеток твэлов и ТВС, находящихся в тепловом взаимодействии друг с другом, переходные функции для скачков энерговыделения и данные для ТВС с частичной блокировкой проходного сечения и т.д.), хорошо отработана на активных зонах реакторов с

жидкометаллическим охлаждением, дает надежные конечные результаты и достаточно проста в своем применении. Методика опубликована в ряде работ, в частности, в [7, 10, 14], поэтому нет необходимости в ее изложении. Отметим лишь, что в расчетах учитывается вся совокупность каналов в ТВС и в межканальном пространстве, а в случае расчета активной зоны в целом рассматривается группа твэлов при последующем обегании всего пространства активной зоны реактора. Коэффициенты теплопередачи через чехлы ТВС рассчитываются с учетом теплопроводности чехлов и коэффициентов теплообмена для разных категорий каналов ТВС (подробнее см. в [5, 10, 14]).

Решается система балансовых уравнений количества движения и энергии при задании системы констант по межканальному обмену при использовании сведений, приведенных выше, а более подробные результаты даются в [5, 7]. С использованием поканальной методики разработаны следующие расчетные теплогидравлические коды: ГИД, ТЕМП, ТЕМП-М, МИФ, МИД (нестационарный случай). Их подробное описание дается в [7, 14].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенный комплекс теплогидравлических исследований тепловыделяющих сборок активной зоны, сочетавший тепловые и гидродинамические эксперименты с развитием методов теплогидравлического расчета, позволил получить обширные данные для обоснования температурных режимов ядерных установок с охлаждением сплавом свинец-висмут или чистым свинцом.

Литература

1. Жуков А.В., Сорокин А.П., Титов П.А., Ушаков П.А. Проблемы теплогидравлики в реакторах, охлаждаемых свинцом // Атомная энергия. – 1992. – Т. 72. – Вып. 2. – С. 142-151.
2. Ушаков П.А. Приближенное тепловое моделирование цилиндрических тепловыделяющих элементов / В кн.: Жидкие металлы. – М.: Атомиздат, 1967.
3. Жуков А.В., Сорокин А.П., Свириденко Е.Я., Худаско В.В. Экспериментальное и расчетное моделирование теплогидравлики теплообменных аппаратов ЯЭУ. Модельные сборки, датчики, методики. Жидкометаллический стенд: Учебн. пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 1992.
4. Субботин В.И., Жуков А.В., Свириденко Е.Я. и др. Экспериментальное и теоретическое обоснование электромагнитного метода измерений скоростей жидких металлов в каналах / Доклад на II Чехословацко-советском симпозиуме «Теплопередача и гидродинамика в активных зонах и парогенераторах быстрых реакторов». – Нове-Место, ЧССР, 1973.
5. Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М. Межканальный обмен в ТВС быстрых реакторов: теоретические основы и физика процесса. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
6. Минашин В.Е., Шолохов А.А., Грибанов Ю.И. Расчет температуры в активной зоне реактора при произвольном законе распределения тепловыделения по высоте зоны // Атомная энергия. – 1967. – Т. 22. – Вып. 5. – С. 362-366.
7. Методические указания и рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов, РТМ 1604.008-88 / Под ред. А.В. Жукова. – Обнинск: ФЭИ, 1989.
8. Жуков А.В., Свириденко Е.Я., Сорокин А.П. Датчики для измерения локальных скоростей (расходов) жидкометаллического теплоносителя в модельных стержневых сборках ЯЭУ / Методы и средства измерения теплофизических параметров: Сб. трудов ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского. – Обнинск: ФЭИ, 1996.
9. Каталог стендов, реакторов нулевой мощности и других экспериментальных установок. – М.: Изд. СЭВ, КНТС-2, 1978. – С. 20-22.
10. Жуков А.В., Кириллов П.Л., Матюхин Н.М. и др. Теплогидравлический расчет ТВС быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением. – М.: Энергоатомиздат, 1985.
11. Zhukov A. V., Sorokin A. P., Smirnov V. P., Papandin M. V. Heat Transfer in Lead-Cooled Fast Reactor (LCFR) / Proceedings of ARS'94 International Topical Meeting on Advances Reactors Safety (Hyatt Regency Pittsburg, PA, April 17 – 24, 1994). – V. 1. – P. 66-69.
12. Субботин В.И., Ибрагимов М.Х., Ушаков П.А., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Гидроди-

намика и теплообмен в атомных энергетических установках (основы расчета). – М.: Атомиздат, 1975.

13. Жуков А.В., Сорокин А.П., Папандин М.В., Смирнов В.П. Влияние переменного энерговыделения на коэффициент теплоотдачи в квадратных решетках//Атомная энергия. – 1992. – Т. 74. – Вып. 3. – С. 194-198.

14. Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М. Межканальный обмен в ТВС быстрых реакторов: расчетные программы и практическое приложение. – М.: Энергоатомиздат, 1991.

15. Казачковский О.Д., Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М. Температурные поля в формоизмененных ТВС быстрых реакторов//Атомная энергия. – 1988. – Т. 65. – Вып. 2.

16. Жуков А.В., Матюхин Н.М., Сорокин А.П. Теплогидравлические характеристики модельных ТВС реакторов при частичной блокировке проходного сечения (ТВЭЛы с проволочными навивками)//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. – № 5. – С. 65-73.

17. Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М. Исследование полей скорости и температуры в тепловыделяющих сборках реакторов с частичной блокировкой проходного сечения/Труды Международной конф. «Теплофизика 98». – Обнинск: ФЭИ, 1998. – Т. 1. – С. 115-131.

18. Орлов В.В., Субботин В.И., Адамов Е.О. и др. Реализация концепции свинцового охлаждения в реакторах БРС-1000 и БРС-300/В кн.: Докл. VII Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов. – М.: ЦНИИ Атоминформ, 1991. – С. 19-21.

Поступила в редакцию 1.09.2006

КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ ПРОРАБОТКИ УСКОРИТЕЛЬНО-УПРАВЛЯЕМЫХ СИСТЕМ СО СВИНЦОВО- ВИСМУТОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Е.А. Земсков

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



Дан краткий обзор выполненных в ГНЦ РФ-ФЭИ разработок ускорительно-управляемых систем (УУС), в которых в качестве теплоносителя и материала мишени используется эвтектика свинец-висмут. Приведены технические характеристики изготовленного мишенного комплекса МК-1 для ускорителя протонов LANSCE (ЛАНЛ, США), рассмотрен прототип УУС для трансмутации младших актинидов, изложена концепция каскадной электроядерной установки с ускорителем электронов.

В последние 10–15 лет активно разрабатывается идея использования мощных ускорителей частиц в комбинации с подкритическими blankets. В качестве ускоряемых частиц чаще всего используются протоны. Ускорительно-управляемые (электроядерные) системы (УУС) рассматриваются как перспективные установки для целей трансмутации долгоживущих актинидов, утилизации плутония и получения энергии.

В России в этих работах активно участвуют научные коллективы Физико-энергетического института и других организаций, имеющих богатый опыт по созданию ядерных энергетических установок со свинцово-висмутовым теплоносителем. Научное руководство по разработке новых концептуальных проектов УУС осуществлял с самого начала и до 2001 г. профессор Б.Ф. Громов.

К настоящему времени разработан ряд проектов, демонстрирующих возможность применения свинцово-висмутового теплоносителя в УУС.

Одной из новых проблем при проектировании УУС является обоснование работоспособности мишени, в которой должно генерироваться максимальное число нейтронов и отводиться тепло, выделяющееся в процессе внутриядерного каскада в веществе мишени под действием протонного пучка. Наиболее подходящим материалом для мишени с большим энерговыделением являются тяжелые металлы в жидком состоянии: свинец, эвтектика свинец-висмут, т.к. в них при высоком выходе нейтронов проще организовать теплоотвод. Богатый опыт решения инженерных проблем получен при разработке, изготовлении и теплотехнических испытаниях пилотной жидкометаллической свинцово-висмутовой мишени на мощность пучка 1 МВт для ускорителя LANSCE Лос-Аламосской национальной лаборатории, США [1].

Большой объем проведенных научно-исследовательских работ позволил создать в 2003 г. концептуальный проект опытно-промышленного прототипа уско-

нительно-управляемого комплекса для трансмутации младших актинидов на площадке ГНЦ РФ-ФЭИ [2, 3]. Этот проект был в значительной мере инициирован предложениями профессора К. Руббиа, которые, к сожалению, не осуществились. Однако степень его проработанности позволяет надеяться на востребованность этого проекта в будущем.

Как альтернатива УУС с протонным пучком в 2005 г. рассмотрен ускорительно-управляемый комплекс с электронным ускорителем и каскадным бланкетом, позволяющим компенсировать сравнительно малый выход нейтронов в мишени на первичный электрон [4].

Ниже дан обзор характеристик основных разработанных проектов.

МИШЕННЫЙ КОМПЛЕКС МК-1 ДЛЯ ПУЧКА ПРОТОНОВ УСКОРИТЕЛЯ LANSCE (LANL, USA)

Конструкционная компоновка мишенного комплекса МК-1 в значительной степени была обусловлена требованиями на ее размещение в шахте внутри массива радиационной защиты на место ловушки пучка протонного ускорителя LANSCE. Оборудование МК-1 (собственно мишень, генерирующая нейтроны, МГД-насос, буферная емкость (БЕ), теплообменник (ТО), сливной бак (С.Б), устройство срыва сифона, трубопроводы, датчики и кабели системы управления и контроля (СКУЗ)) должны были вписаться в объем специальной прямоугольной несущей рамы размерами 640×710×4075 мм.

Разработанная компоновка МК-1 представлена на рис. 1, конструкция собственно мишени – на рис. 2.

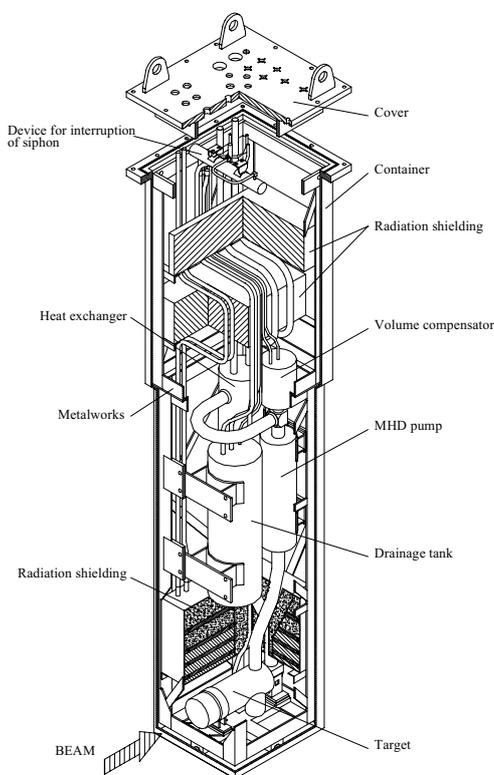


Рис. 1. Мишенный комплекс МК-1

Мишень имеет корпус 4, мембрану 1, внутренний канал 12 с диффузорной решеткой 10, входной 18 и выходной 14 патрубки теплоносителя. Длина мишени 660 мм, внутренний диаметр 185 мм.

Из входного патрубка холодный теплоноситель поступает в кольцевую входную камеру, затем в кольцевой канал между корпусом 4 и внутренним каналом 12, омывает мембрану и через отверстия диффузорной решетки, разогреваясь от пучка протонов, уходит по внутреннему каналу на выходной патрубке 14 и затем на теплообменник. Диффузорная решетка «прижимает» поток теплоносителя к мембране, тем самым обеспечивая ее надлежащее охлаждение.

Мембрана и диффузорная решетка мишени, находящиеся в наиболее высоких радиационных и тепловых полях, выполнены из жаростойкой ферритно-мартенситной стали ЭП-823, использовавшейся ранее как материал оболочки твэлов в реакторах, охлаждаемых свинцом–висмутом.

Корпус мишени и остальное оборуду-

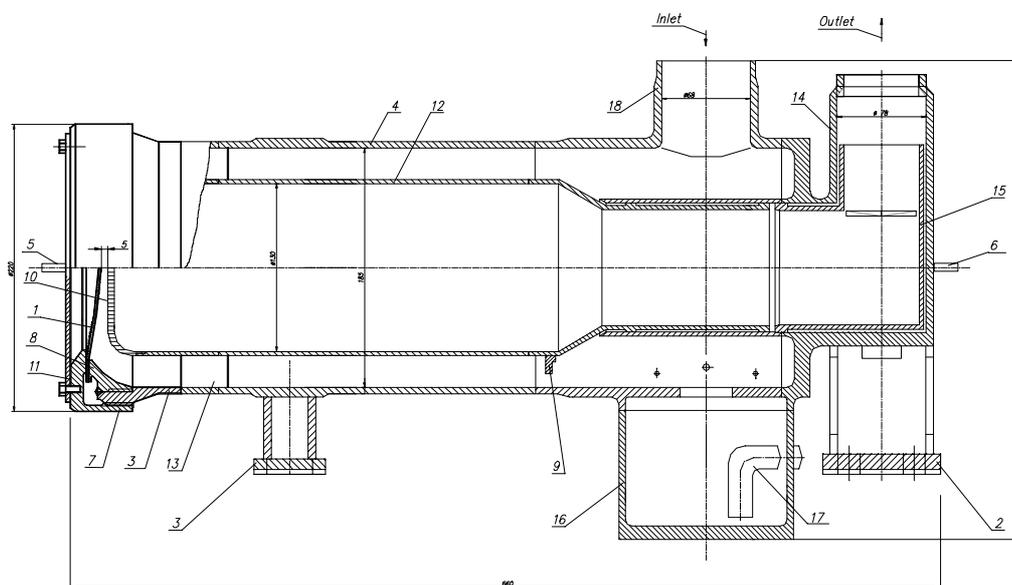


Рис. 2. Мишень: 1 – мембрана; 2 – опора неподвижная; 3 – опора подвижная; 4 – корпус наружный; 5 – штифт; 6 – штифт; 7 – крышка; 8 – переходник; 9 – экран; 10 – решетка перфорированная; 11 – крышка; 12 – корпус внутренний; 13 – дистанционная деталь; 14 – патрубок выходной; 15 – экран; 16 – емкость; 17 – труба; 18 – патрубок входной

дование МК-1 выполнены из нержавеющей стали 08Х18Р10Т.

Оборудование и трубопроводы МК-1 имеют электрический обогрев и снабжены (кроме собственно мишени) теплоизоляцией.

Для обоснования конструкции мишенного комплекса были выполнены многочисленные физические, теплогидравлические, прочностные расчеты. Кроме того, были выполнены расчеты толщин необходимой бетонной защиты при испытаниях МК-1 в пучке ускорителя LANSCE, выходы радионуклидов в газовую систему и их возможные поступления в экспериментальный зал при нормальной работе и аварийных ситуациях (радиационная безопасность).

Эти расчеты проводились для стационарных режимов, переходных режимов нормальной эксплуатации и аварийных режимов. Общая схема расчетов для мишени и контура представлена на рис. 3.

К стационарным режимам относятся стояночные режимы (МК-1 в холодном и горячем состоянии), режимы с циркуляцией теплоносителя без пучка и режимы работы на заданном уровне мощности.

Переходные режимы нормальной эксплуатации включают, в частности, в себя переходы из режимов с циркуляцией теплоносителя в стояночные режимы и наоборот, пусковые режимы со ступенчатым увеличением тока пучка. Однако наиболее важный переходный режим обусловлен спонтанными прерываниями пучка, когда, главным образом, из-за пробоев высоковольтной электроизоляции в инжекторе ток протонов резко падает и затем самопроизвольно восстанавливается. Анализ статистических данных по работе ускорителя LANSCE за 5 мес. 1997 г. дал следующую оценку [5]: за сутки работы около 30 прерываний пучка. Из них 74% прерываний имеют длительность менее 69 сек, 19% – длительность от 69 с до 10 мин и 7% – более 10 мин. Общее количество циклов, обусловленных прерываниями пучка, пусковыми и переходными режимами за срок службы мишенного комплекса было оценено в $8 \cdot 10^3$. Наиболее напряженными элементами оказались окно мишени и входной патрубок теплообменника. Расчетами показано, что обеспечи-

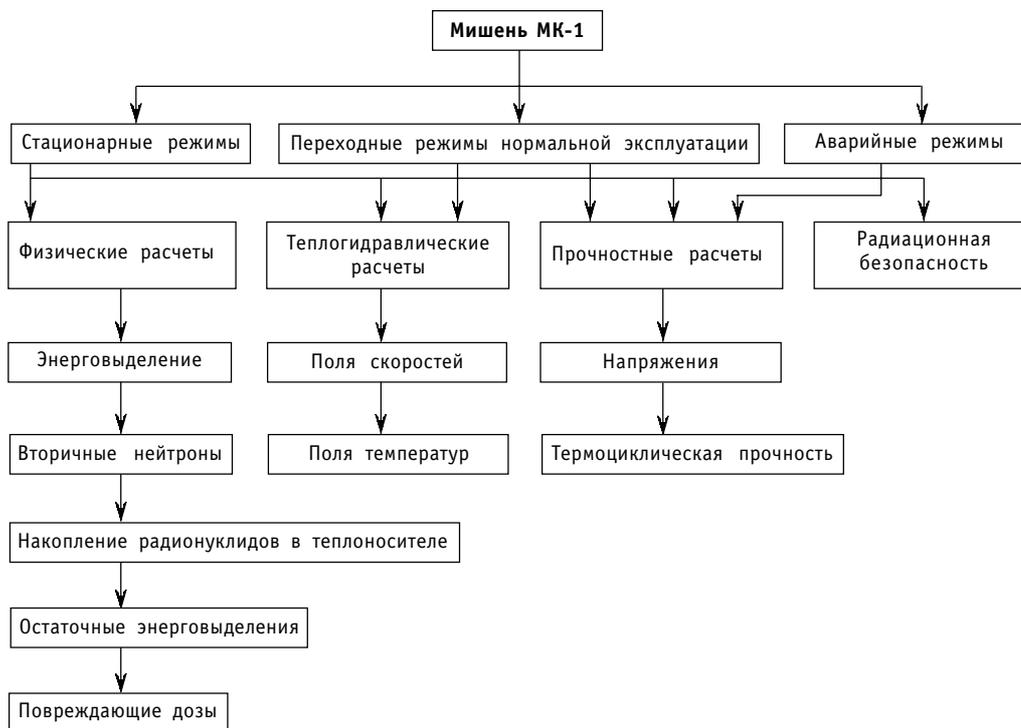


Рис. 3. Общая схема выполнения расчетов для мишени и циркуляционного контура МК-1

вается статическая и усталостная прочность всего оборудования МК-1.

Были оценены эффекты тонкой импульсной структуры пучка (пучок ускорителя LANSCE является серией трапецеидальных импульсов длительностью ~625 мкс, амплитудой ~20 мА (при мощности 1 МВт) и частотой ~100 Hz). Анализ показал, что импульсная структура пучка вызывает осцилляции температуры окна с амплитудой ~1% от средней величины, и в целом ее динамические эффекты являются слабыми, так что работу ускорителя на постоянном уровне мощности можно рассматривать как квазистационарную с непрерывным током.

В физических расчетах выходов нейтронов, энерговыведения, наработки продуктов скалывания, повреждающей дозы широко использовались программы LCS (LANET+MCNP4B) [6], MARS-10 [7] и КАСКАД 1.5 [8].

Теплогидравлические расчеты полей скоростей и температур в мишени выполнены с помощью расчетных кодов DUPT [9] и TUPT [10].

Прочностные расчеты были проведены для наиболее напряженных элементов мишени: окна, выходного и входного патрубков, сварных швов корпуса мишени и диффузорной решетки. Из оборудования МК-1 рассматривались теплообменник, буферная емкость, сливной бак, трубопроводы теплоносителя, воды и газа. Для расчета прочности использовались конечно-элементные коды, разработанные в ГНЦ РФ-ФЭИ и ОКБ «Гидропресс», в частности, код «FEMINA» [11].

В расчетах толщин внешней радиационной защиты, обеспечивающих радиационную безопасность, использовались программы метода Монте-Карло MARS-10, LCS и программа метода дискретных ординат КАСКАД 1.5.

Полученные проектные характеристики разработанного мишенного комплекса МК-1 приведены в табл. 1.

Таблица 1

Технические характеристики МК-1

| Наименование | Величина |
|--|-----------------------|
| Характеристики пучка протонов: | |
| - энергия протонов, МэВ | 800 |
| - ток протонов, мА | 1,0 |
| - эффективный диаметр пучка, мм | 100 |
| Характеристики мишени: | |
| - внутренний диаметр мишени, мм | 185 |
| - длина мишени, мм | 660 |
| - мощность тепловыделений в мишени, кВт | 522 |
| - выход нейтронов на один протон, н/п | 18.5 |
| - повреждающие дозы для окна, сна | 30-40 |
| - повреждающие дозы для диффузорной решетки, сна | 37-45 |
| - повреждающие дозы для корпуса мишени, сна | 1.6-2.4 |
| - повреждающие дозы для стенки контейнера, сна | 0.6 |
| - максимальные значения образования гелия и водорода, аррп в мишени | 2370, 16200 |
| в диффузорной решетке | 2200, 19200 |
| - температура теплоносителя, °С на входе в мишень | 232 |
| на выходе из мишени | 319 |
| - расход сплава через мишень, м ³ /ч | 14,2 |
| Характеристики насоса: | |
| - производительность, м ³ /ч | 15 |
| - полезный напор, МПа | 0,102 |
| - коэффициент полезного действия, % | 8,1 |
| - частота тока, Гц | 60 |
| - напряжение питания, В | 220 |
| - потребляемая мощность, кВт | 5,3 |
| - коэффициент мощности | 0,29 |
| Характеристики теплообменника: | |
| - тепловая мощность, кВт | до 600 |
| - расход охлаждающей воды, м ³ /ч | 27,4 |
| - температура охлаждающей воды, °С на входе | 200 |
| на выходе | 218 |
| - давление охлаждающей воды, МПа | 3,5 |
| Характеристики охлаждения блока защиты: | |
| - расход охлаждающей воды, м ³ /ч | 2,7 |
| - температура охлаждающей воды на входе, °С | 25 |
| - средний подогрев охлаждающей воды, °С | 7 |
| - давление охлаждающей воды, МПа | 2 |
| Характеристики электропитания системы электрообогрева: | |
| - напряжение, В | 220 |
| - частота тока, Гц | 60 |
| - номинальная мощность, кВт | 17,5 |
| Масса мишенного комплекса с внутренней радиационной защитой и теплоносителем, в пределах герметичного контейнера, кг | 5700 |
| Масса теплоносителя, кг | 684 |
| Срок службы мишенного комплекса с момента его поставки в ЛАНЛ, мес. | 30 |
| Общее время эксплуатации мишенного комплекса с теплоносителем в контуре циркуляции не более, мес. | 15 |
| Общее время эксплуатации мишенного комплекса под пучком протонов не более, ме.с | 12 |
| Интегральная доза облучения мишени пучком протонов не более, мАхмес. | 7,5 |
| Общая удельная активность теплоносителя, Бк/кг: | 2.9·10 ¹³ |
| - к концу эксплуатации, | 2.12·10 ¹¹ |
| - спустя 1 год, | |
| Полное остаточное энерговыделение в контуре мишени, Вт: | |
| - на момент остановки, | 4100 |
| - через 1 мес. | 130 |

ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННЫЙ ПРОТОТИП УСКОРИТЕЛЬНО-УПРАВЛЯЕМОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ НА ПЛОЩАДКЕ ГНЦ РФ-ФЗИ

Для проектных проработок были приняты следующие исходные данные: тепловая мощность blankets ~ 100 МВт, параметры протонного пучка: $E_p \sim 500\text{--}700$ МэВ, мощность $\sim 2\text{--}3$ МВт, скорость выжигания младших актинидов $\sim 10\text{--}15$ кг/год. Материал мишени и теплоноситель blankets – эвтектический сплав свинца и висмута.

В международной кооперации предполагалось, что за разработку, создание ускорителя и модуля транспортировки протонного пучка к мишени возьмутся европейские организации, российская сторона выполнит разработку и создание мишенно-blankетного комплекса.

Разработанная схема ускорительно-управляемого комплекса, дающая представление о его компонентах, приведена на рис. 4.

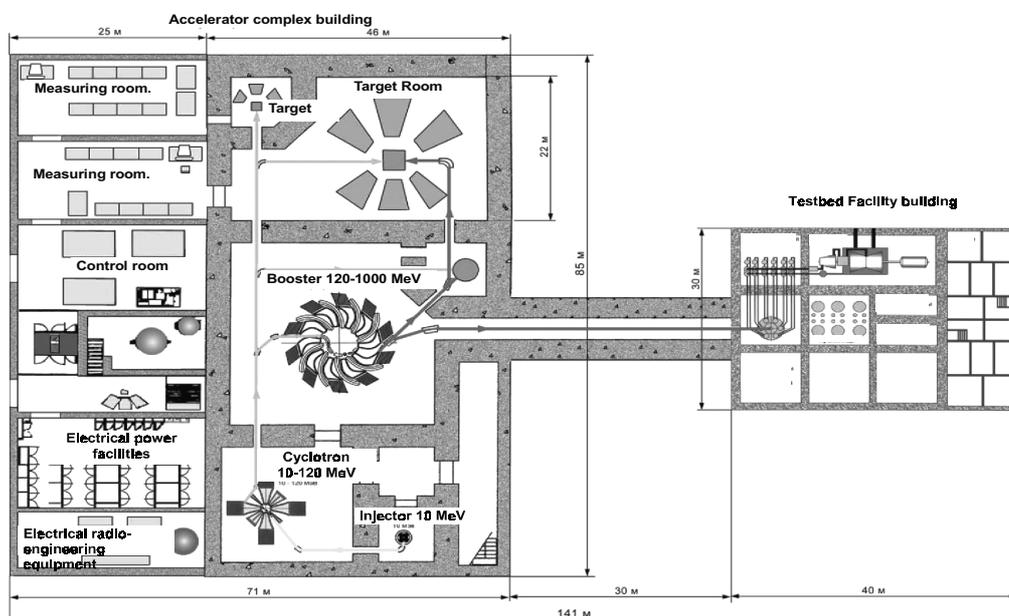


Рис. 4. Схема ускорительно-управляемого комплекса

В большом здании находится ускоритель, состоящий из инжектора протонов, циклотрона на энергию частиц $10\text{--}120$ МэВ, бустера, разгоняющего частицы до $120\text{--}1000$ МэВ, и вся необходимая для работы ускорителя инфраструктура. В соседнем здании размещается подкритический реактор с мишенным комплексом и необходимым оборудованием.

Мишенно-blankетный модуль имеет баковую моноблочную конструкцию, заключающую в себе весь первый контур с теплообменным оборудованием (теплообменники первого-второго контуров, циркуляционные насосы, устройства системы технологии теплоносителя и др.), внутрикорпусную радиационную защиту, blanket и собственно мишень. Доставка протонного пучка к мишени осуществляется по вертикальному каналу, проходящему через крышку реакторного модуля.

В качестве прототипа мишени можно рассматривать описанный выше мишенный комплекс МК-1. Состав и характеристики blankets выбирались так, чтобы обеспечить требуемую мощность и скорость выжигания.

Для рассматриваемого бланкета выбраны конструкция и решетка твэлов, хорошо изученные при создании российских реакторов, охлаждаемых свинцово-висмутовым теплоносителем. Как основной элемент активной зоны принят стержневой твэл, представляющий собой заполненную топливной композицией тонкостенную трубку из феррито-мартенситной стали с 4 винтовыми внешними ребрами. Внешний диаметр оболочки 12 мм, толщина 0,4 мм. Твэлы образуют в активной зоне треугольную решетку. Шаг решетки определяется внешним диаметром окружности ребер с учетом зазора между ребрами и составляет 13,6 мм.

Бланкет имеет кассетную конструкцию, что обеспечивает работу установки в режиме частичных перегрузок, важном в организации выжигания МА. Количество твэл в ТВС равно 19; 246 указанных ТВС обеспечивают необходимую тепловую мощность бланкета 100 МВт.

С учетом необходимости размещения канала мишени описанный диаметр бланкета оценивается величиной $D_{оп} \approx 1140$ мм. Со стороны боковой поверхности бланкет окружается стальным отражателем толщиной ~ 250 мм, за которым располагаются защитные экраны.

Одним из параметров, ограничивающих содержание МА в топливе является собственное энерговыделение в «свежем» топливе с МА за счет радиоактивного распада ядер младших актинидов. При выборе топлива принято ограничение по этому параметру $0,2$ Вт/см³, при котором температура поверхности твэла в условиях свободной конвекции воздуха не будет превышать $\sim 50-60^\circ\text{C}$. С учетом этого факта рассмотрены 3 варианта бланкета, в который загружаются два типа топлива – «базовое» топливо и топливо с МА. В качестве «базового» топлива принят диоксид урана UO_2 с эффективной плотностью $9,65$ г/см³.

Вариант 1

МА выжигаются в виде их смеси из ОЯТ ВВЭР после 15 лет хранения. Эта смесь обладает значительным собственным энерговыделением. Максимальная плотность МА в топливной композиции, при которой их собственное энерговыделение в твэле будет не более $0,2$ Вт/см³; равна $\gamma_{МА} = 2,2$ г/см³. Принято, что в данном случае топливо представляет собой диоксид МА в матрице из ZrO_2 с объемным содержанием диоксида МА $\sim 22\%$. В этом варианте 108 ТВС с МА заполняют в бланкете первые 4 ряда, окружающие канал мишени. Остальные 138 ТВС содержат твэлы с «базовым» топливом с обогащением $\sim 35\%$ по урану-235.

Вариант 2

МА выжигаются в составе того же топлива, что в варианте 1, и с тем же количеством ТВС. Однако 108 ТВС с МА и 138 ТВС с «базовым» топливом равномерно расставлены по сечению бланкета. В этом случае для выравнивания радиального распределения мощности обогащение «базового» топлива по урану-235 увеличивается от центра к периферии бланкета.

Вариант 3

МА выжигаются в виде смеси нептуния и америция. Поскольку ^{241}Am обладает заметным энерговыделением, плотность америция в топливной композиции ограничивается величиной $\gamma_{Am} = 2,2$ г/см³. Плотность нептуния, практически не дающего вклада в энерговыделение, определяется из соображений обеспечения требуемой подкритичности бланкета и выравнивания поля энерговыделения. Принято, что топливо представляет собой смесь диоксидов NpO_2 (36 об.%) и AmO_2 (20 об.%) в циркониевой матрице. В этом варианте 42 ТВС с МА заполняют в бланкете первые 2 ряда, окружающие канал мишени. Остальные 202 ТВС содержат твэлы с «базовым» топливом с обогащением по урану-235, увеличивающимся к периферии бланкета.

Для этих трех видов топлива расчетным путем определены умножение $M_{бл}$ по нейтронам, определена требуемая мощность источника, оценен темп выжигания МА при рассмотренных загрузках. Основные полученные характеристики мишенно-бланкетного модуля представлены в табл. 2.

Таблица 2

Основные характеристики мишенно-бланкетного модуля для трансмутации младших актинидов

| Параметр, размерность | Вариант 1 | | Вариант 2 | | Вариант 3 | |
|--|--|----------------------|--------------------------------|----------------------|--|----------------------|
| "Базовое" топливо | UO ₂ $\gamma_{эфф} = 9,65 \text{ г/см}^3$ | | | | | |
| Обогащение по ²³⁵ U, % | ~ 35 | | 22, 25.5, 38 | | 18.5, 21, 25.5 | |
| Количество ТВС с «базовым» топливом | 138 | | | | 202 | |
| Размещение ТВС с «базовым» топливом | во внешних рядах бланкета | | равномерно по сечению бланкета | | во внешних рядах бланкета | |
| Загрузка по урану, кг | 2375 | | | | 2924 | |
| Топливо с МА | диоксид МА + ZrO ₂ | | | | AmO ₂ +NpO ₂ +Zr | |
| Количество ТВС с МА | 108 | | | | 42 | |
| Размещение ТВС с МА | во внутренних рядах бланкета | | равномерно по сечению бланкета | | во внутренних рядах бланкета | |
| | $T = 0$ | $T = 1 \text{ год}$ | $T = 0$ | $T = 1 \text{ год}$ | $T = 0$ | $T = 1 \text{ год}$ |
| Загрузка МА, кг | 400 | 386,9 | 400 | 384,9 | 400 | 384,5 |
| Умножение в бланкете $M_{бл}$ | 30,79 | 20,311 | 29,643 | 24,552 | 29,39 | 30,143 |
| $K_s = M_{бл}/(M_{бл}+1)$ | 0,9685 | 0,9531 | 0,9674 | 0,9609 | 0,9671 | 0,9679 |
| Мощность внешнего источника, н/сек | $2,53 \cdot 10^{17}$ | $3,85 \cdot 10^{17}$ | $2,63 \cdot 10^{17}$ | $3,18 \cdot 10^{17}$ | $2,65 \cdot 10^{17}$ | $2,59 \cdot 10^{17}$ |
| Выжигание МА за 1 год, кг | 13,1 | | 15,1 | | 15,5 | |
| Удельное выжигание МА, г/МВт-сут | ~ 0,36 | | ~ 0,41 | | ~ 0,43 | |
| Наработка ²³⁸ Pu за 1 год, кг | 9,8 | | 10,1 | | 9,9 | |

КОНЦЕПЦИЯ МНОГОЦЕЛЕВОЙ ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ СИСТЕМЫ НА БАЗЕ ПОДКРИТИЧЕСКОГО КАСКАДНОГО РЕАКТОРА, УПРАВЛЯЕМОГО УСКОРИТЕЛЕМ ЭЛЕКТРОНОВ

Для разработки была принята концепция электроядерной установки, состоящей из ускорителя электронов, нейтронопроизводящей мишени и двухзонного подкритического бланкета (см. рис. 5). В такой концепции высокоэнергетичные электроны, взаимодействуя с материалом мишени (жидкий Pb-Bi), генерируют нейтроны, которые затем каскадно умножаются в двухзонном подкритическом бланкете. Использование каскадного умножения нейтронов в данном случае необходимо для снижения требований к мощности электронного пучка.

Параметры пучка электронов были выбраны в соответствии с заявляемыми в настоящее время характеристиками для перспективных линейных ускорителей [12]: энергия электронов $E=50 \text{ МэВ}$; сила тока $I=80 \text{ мА}$; мощность пучка электронов $W=4 \text{ МВт}$.

Безоконная мишень расположена в центре системы и представляет собой трубу с внешним диаметром 18 см, по которой протекает сплав свинец-висмут. Уровень сплава в центральном канале, на который подается сверху пучок электронов, находится ниже верхнего торца установки на 12 см, высота сплава 40 см. Выход нейтронов в такой мишени на один электрон с энергией 50 МэВ равен $\gamma_{н}^{tot} = 0.063 \text{ нейт/электрон}$.

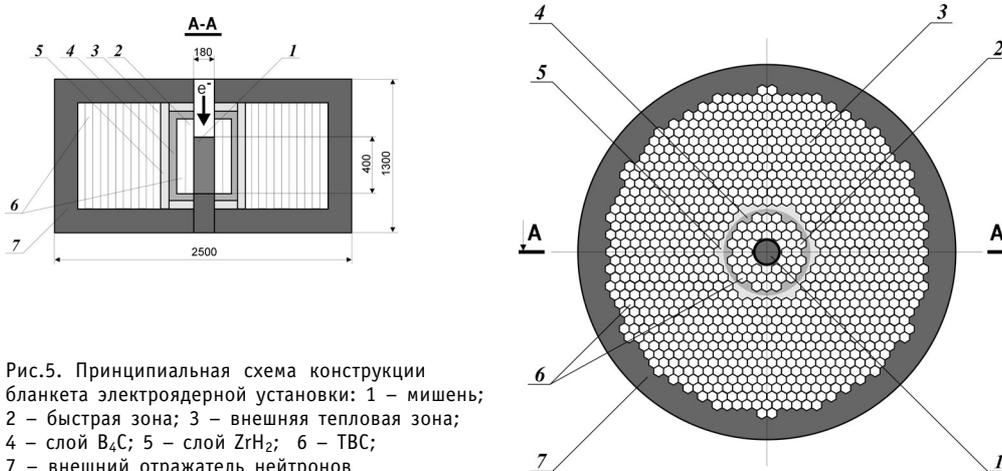


Рис.5. Принципиальная схема конструкции blankets электроядерной установки: 1 – мишень; 2 – быстрая зона; 3 – внешняя тепловая зона; 4 – слой V_4C ; 5 – слой ZrH_2 ; 6 – ТВС; 7 – внешний отражатель нейтронов

Подкритический двухзонный blanket состоит из внутренней зоны с быстрым спектром нейтронов и внешней – с тепловым. Между внешней и внутренней зонами установлен специальный «вентильный экран» из V_4C-ZrH_2 , который уменьшает влияние нейтронов тепловой зоны на быструю по сравнению со случаем, когда поглощающий нейтроны материал в экране отсутствует.

В качестве основного тепловыделяющего элемента размножающих зон blanket был принят стержневой ТВЭЛ, традиционно использующийся в проработках реакторных установок с теплоносителем $Pb-Bi$ и представляющий собой заполненную топливной композицией тонкостенную стальную трубку с винтовыми внешними ребрами. Кассетная конструкция blanket с очехлованными тепловыделяющими сборками (ТВС) обеспечивает работу установки в режиме частичных перегрузок. В качестве топлива в быстрой зоне используется высокообогащенный диоксид урана UO_2 , в тепловой зоне – топливная композиция на основе гидрида циркония и уран-циркониевого сплава. Охлаждается как быстрая, так и тепловая зоны blanket жидкометаллическим теплоносителем $Pb-Bi$. Снаружи реактор окружен отражателем из $Pb-Bi$ толщиной 20 см.

«Вентильный экран», состоит из слоя карбида бора с обогащением по изотопу ^{10}B 50%, толщиной ~2,4 см и слоя гидрида циркония толщиной ~4,8 см. Как показали расчеты, такой экран отражает со стороны быстрой зоны около 30% нейтронов (93% из них имеют энергию больше 0,1 МэВ) и пропускает около 42% нейтронов в тепловую зону с существенным смягчением спектра (15% из прошедших нейтронов имеют энергию меньше 4,6 эВ). В обратном направлении со стороны внешней зоны доля прошедших нейтронов во внутреннюю зону составляет ~17%, из них нейтронов с энергией меньше 4,6 эВ примерно 0,3%.

В проработках принято, что проектное значение эффективного коэффициента размножения системы должно быть равно $K_{эфф} \approx 0.980$.

Мощность установки при входной мощности пучка электронов 4 МэВ равна ~50 МВт, 27,6% из которых выделяется в быстрой зоне blanket, 72,4% – в тепловой. Средний нейтронный поток в быстрой зоне составляет $3,8 \cdot 10^{14}$ н/см²с, в тепловой – $6,0 \cdot 10^{13}$ н/см²с.

Таким образом, система обеспечивает выигрыш (усиление) по энергии примерно в 12 раз, из них за счет каскадности – примерно в 3 раза.

Рассматриваемая установка имеет следующие теплогидравлические параметры:

- входная температура теплоносителя $T_{вх} \sim 310$ °С;
- выходная температура теплоносителя $T_{вых} \sim 475$ °С;
- максимальная температура оболочки твэла $T_{об}^{max} \sim 600$ °С;
- средняя скорость теплоносителя в быстрой зоне $W_{ср}^b \sim 1,5$ м/с;
- средняя скорость теплоносителя в тепловой зоне $W_{ср}^T \sim 0,19$ м/с.

В настоящее время в ГНЦ РФ-ФЭИ работы по УУС со свинцом–висмутом активно продолжаются в кооперации с другими организациями.

Литература

1. Gromov B., Yefimov E., Leonchuk M., Orlov Yu., Troyanov V., Pankratov D., Reshetnikova O., Kononenko G., Ignatiev S., Stepanov V., Kutanov V., Klimov N., Gudowski W., Wender S. and Woloshun K. Development of Molten Lead-Bismuth Target Complex TC-1 for the LANSCE-Accelerator/ ANS Topical Meeting, Reno, November 11-15, 2001.
2. Rubbia C., Pavlopoulos N., and Zrodnikov A. Nuclear Waste Burner (NWB) – An ADS Industrial Prototype For Minor Actinides Elimination/TOF Winter School on Astrophysics, ADS, and First Results, Les Houches, France, February 24-28, 2003.
3. Zrodnikov A., Gulevich A., et al. Nuclear Waste Burner for Minor Actinides Elimination// Progress in Nuclear Energy. – V. 47. – № 1-4. – P. 339-346.
4. Гулевич А.В., Земсков Е.А., Комлев О.Г., Кухарчук О.Ф., Мельников К.Г., Новикова Н.Н., Фокина О.Г., Чекунов В.В. Концепция многоцелевой электроядерной системы на базе подкритического каскадного реактора, управляемого ускорителем электронов (в печати).
5. Yefimov E.I., Leonchuk M.P., Pylchenkov E.Kh. et al. Impact of the LANSCE Accelerator Beam Trips on Pilot Molten Lead-Bismuth Target Design NEA/OECD Workshop. Aix-en-Provence, France, Nov.22-24, 1999.
6. Prael R.E., Lichtenstein H. User Guide to LCS: The LANHET Code System, LANL, Revised Sept.15, 1989.
7. Mokhov N.V. The MARS10 Code System: Inclusive Simulation of Hadronic and Electromagnetic Cascades and Muon Transport. Fermi National Accelerator Laboratory, FN-509, 1989.
8. Волощенко А.М., Швецов А.В. КАСКАД 1.5 – Программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения в двумерных геометриях/Сборник тезисов докладов VII Российской конф. «Защита от ионизирующих излучений ядерно-технических установок» (Обнинск, 22-25 сентября 1988).
9. Леончук М.П., Сивак З.В. Программа расчета теплообмена в односвязных и многосвязных областях с неоднородными свойствами среды/Препринт ФЭИ-1706, Обнинск, 1985.
10. Grishakov S., Leonchuk M. Updated methods of three-dimensional analysis of hydrodynamics of nuclear reactor coolant path in (r,φ,z)-geometry/Preprint IPPE-2384. – Obninsk, 1994.
11. Хмелевский М.Я. и др. Конечно-элементный программный комплекс FEMINA (двумерная термомеханика)/Препринт ФЭИ-2602. – Обнинск, 1997.
12. Ridikas D., Safa H., Bernardin B. A Prototype Compensated Reactor (BCR) Driven by Electron Accelerator. – PHYSOR-2002, Korea, October 7-10, 2002.

Поступила в редакцию 1.09.2006

СОСТОЯНИЕ И ПРОБЛЕМЫ РАСЧЕТНО-МЕТОДИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПРОЕКТНЫХ РАЗРАБОТОК РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ СВИНЕЦ-ВИСМУТ

О.Г. Комлев, Н.Н. Новикова, М.М. Тревгода, Е.В. Филимонов
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Выполнен краткий обзор состояния и основных проблем расчетно-методического обеспечения проектирования реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем в части обоснования нейтронно-физических, теплогидравлических и радиационных характеристик.

Со времени начала работ по направлению ЯЭУ с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем в ГНЦ РФ-ФЭИ создана необходимая методическая база и накоплен значительный опыт расчетного обоснования нейтронно-физических, теплогидравлических и радиационных характеристик реакторных установок в процессе проектирования. Для этого были выполнены соответствующие теоретические проработки, сформулированы подходы и разработаны необходимые методики и программные средства.

НЕЙТРОННАЯ ФИЗИКА

Расчетные исследования нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ) ведутся в ГНЦ РФ-ФЭИ с начала 90-х годов. В силу ограниченных возможностей тогдашнего парка ЭВМ в течение примерно 10 лет (до 2001 г.) расчетные инструменты, которыми можно было воспользоваться для этой цели, базировались в основном на упрощенных моделях – либо многогрупповое (26 групп) приближение в энергетической области и двумерное геометрическое представление, либо трехмерная геометрия, но малогрупповое (3–4 группы) приближение по энергии.

Для решения многогрупповой задачи в двумерной геометрии использовался программный комплекс RZA/PC [1] с системой подготовки констант на базе 26-групповой системы микросечений БНАБ [2], который позволял рассчитать реактор в процессе кампании. В комплексе были реализованы алгоритмы:

- решения уравнения переноса в диффузионном и P1-приближениях в (R-Z)-геометрии;
- расчета изменения изотопного состава в быстром реакторе, учитывающие практически все цепочки превращений тяжелых нуклидов (включая процессы ра-

диоактивного распада), как входящих в начальную загрузку, так и образующихся в процессе выгорания;

- расчета стационарного состава при работе реактора в режиме частичных перегрузок с учетом возможности рецикла топлива после выдержки его в течение заданного времени и подгрузки младших актинидов для их трансмутации.

Расчетная двумерная (R-Z)-модель позволяла учесть присутствие в реакторе системы подвижных органов СУЗ, которая моделировалась системой кольцевых зон с эффективными макросечениями. Для расчета этих эффективных макросечений разработана специальная методика, реализованная в программе GAMMA, основанная на многогрупповом расчете эффективных граничных условий (ЭГУ) на поверхности многослойных поглощающих стержней [3].

Разработка быстрых реакторов с СВТ ведется в рамках концепции предельно достижимой безопасности, одним из элементов которой является алгоритм безопасного управления стержнями СУЗ, предполагающий поочередное извлечение стержней из активной зоны в процессе кампании. При выборе этого алгоритма одним из критериев является минимизация азимутальной неравномерности поля энерговыделения в реакторе. Кроме того, в число проектных нейтронно-физических характеристик, требующих определения, входят величины эффективности отдельных органов СУЗ и их групп, влияние положения органов СУЗ по высоте активной зоны на поля энерговыделения, в том числе при аварийном зависании отдельных стержней и т.п. Таким образом, с точки зрения расчета большинства проектных характеристик, реактор является существенно трехмерной системой.

До 2001 г. рабочим инструментом для расчета реакторов с СВТ в трехмерной геометрии служила программа RFZ [4], позволяющая рассчитать $K_{эфф}$ и нейтронные поля в реакторе заданного состава с системой произвольно расположенных цилиндрических поглощающих стержней в (R-φ-Z)-геометрии в малогрупповом (до 4-х энергетических групп) диффузионном приближении с ЭГУ на поверхностях стержней. При этом малогрупповые макросечения являются для программы исходными данными и для реактора в процессе кампании должны быть получены заранее. Для быстрых реакторов с СВТ такие константы получались из расчетов по кампании по программе RZA/PC [1] сверткой из 26-групповых макросечений по спектрам соответствующих физических зон (естественно, расчет проводился без учета алгоритма перемещения стержней в ходе кампании и его влияния на процесс выгорания). Весьма существенным моментом в этой расчетной схеме был выбор границ групп при свертке в спектре быстрого реактора, т.к. это обстоятельство оказывает значительное влияние как на расчетную величину $K_{эфф}$ в малогрупповом приближении, так и на поле энерговыделения. Кроме того, (R-φ-Z)-геометрия в программе RFZ [4] с точки зрения макросечений является просто (R-Z)-геометрией, т.е. описывает реактор с цилиндрическими границами зон физического профилирования и не позволяет получить поле энерговыделения в твэлах в соответствии с реальной картограммой их размещения в активной зоне.

Таким образом, основные усилия по развитию средств для расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов с СВТ в течение ряда лет были направлены на то, чтобы перейти к прямому многогрупповому потвэльному расчету реактора в процессе кампании в трехмерной геометрии. С 2001 г. таким расчетным инструментом является пакет прикладных программ РЕАКТОР. В ГНЦ РФ-ФЭИ этот пакет работает с сертифицированной системой констант БНАБ-93 [5].

Пакет РЕАКТОР предназначен для расчета быстрого реактора в процессе кампании в многогрупповом диффузионном приближении в двумерной (R-Z) и трехмерных гексагональной (HEX-Z) и прямоугольной (XYZ) геометриях, в том числе с

произвольно распределенным внешним источником.

Пакет РЕАКТОР строится по модульному принципу – объединяет в едином комплексе функциональные модули, каждый из которых решает логически завершённый фрагмент общей задачи. Обмен информацией между модулями осуществляется через общий архив. Модульный принцип организации пакета РЕАКТОР позволяет развивать его функциональные возможности как путем погружения в среду комплекса ранее созданных программ, так и путем написания новых модулей, использующих информацию из архива.

Разработчиком идеологии, принципов построения, структуры, системных средств и основного набора функциональных модулей пакета РЕАКТОР является коллектив сотрудников Института прикладной математики (ИПМ) РАН им. М.В. Келдыша во главе с А.В. Воронковым [6]. К основному набору относятся модули, решающие следующие задачи:

- организация работы с архивом;
- ввод данных, описывающих геометрию задачи (двумерную или трехмерную), и ядерно-физический состав расчетных зон;
- решение уравнения переноса (в рабочей версии – уравнения диффузии) и ввод параметров, управляющих этим процессом;
- ввод исходных данных для решения задачи изменения изотопного состава в процессе кампании и решение системы уравнений изменения изотопного состава.

В процессе освоения и практического использования пакета РЕАКТОР для проектирования быстрых реакторов с СВТ в ГНЦ РФ-ФЭИ разработаны дополнительные модули – подготовки констант на базе алгоритмов комплекса CONSYST/ABBV [7], расчета проектных характеристик, являющихся функционалами нейтронного потока, вспомогательные модули, помогающие пользователю рационально организовать процесс расчета проектных характеристик. Некоторые из основных модулей модифицированы в части увеличения пространственной размерности решаемых задач и некоторой «стандартизации» набора уравнений выгорания применительно к используемой системе констант БНАБ-93. В настоящее время (по состоянию на 01.01.2006 г.) в состав рабочей версии пакета РЕАКТОР входят около 30 модулей.

Для расчетов в двумерной геометрии пакет РЕАКТОР предоставляет пользователю практически все те же возможности, которые предоставлял комплекс RZA/PC [1], но с более современной системой констант и с возможностью расчета с внешним источником нейтронов. Однако основная задача пакета – трехмерные расчеты.

Пользователь пакета РЕАКТОР, определяющий проектные нейтронно-физические характеристики быстрого реактора с СВТ, имеет возможность решения перечисленных ниже задач.

1). Расчет $K_{эфф}$ и многогрупповых нейтронных потоков в диффузионном приближении в двумерной (R-Z) и трехмерных (HEX-Z и XYZ) геометриях. При этом трехмерные задачи могут быть решены при потвзльном описании элементов активной зоны. Поскольку в текущей практике проектирования в быстрых реакторах с СВТ твэлы образуют треугольную решетку, дальнейшее описание относится к гексагональной геометрии.

Расчетная ячейка в гексагональной геометрии представляет собой шестигранник с площадью, эквивалентной площади физической ячейки. Поскольку проектируемые в настоящее время быстрые реакторы с СВТ работают без частичных перегрузок топлива в течение достаточно длительной кампании, их активные зоны не

имеют кассетной структуры, характерной, например, для реакторов типа БН. Решетка твэлов в реакторах с СВТ регулярная и это позволяет иметь расчетную гексагональную модель, в которой физическая ячейка соответствует одному твэлу в активной зоне.

Ядерно-физический состав расчетной ячейки в активной зоне есть гомогенизированный состав соответствующей физической ячейки, что является общепринятым допущением при расчетах быстрых реакторов. Влияние гетерогенной структуры твэльной ячейки на реактивность невелико и обычно учитывается с помощью отдельно определяемой поправки. Конструкции, окружающие активную зону, описываются той же гексагональной сеткой, ячейки которой имеют гомогенизированный ядерно-физический состав с соответствующими объемными долями конструкционных материалов.

Поскольку в пакете РЕАКТОР используется динамическое распределение памяти, то размерность решаемой задачи практически ограничивается только возможностями компьютера. В настоящее время в практике расчетов решается задача проектирования реактора СВБР-75/100, в активной зоне которого содержится около 12000 твэлов, а полный расчетный размер вместе с окружающими элементами конструкции моноблока составляет $D \times H = 3000 \times 2500$ мм. При потвэльном описании картограммы активной зоны (включая каналы подвижных органов СУЗ) и приемлемом с точки зрения точности решения уравнения диффузии расчетном шаге по высоте, суммарное число расчетных узлов для указанного реактора составляет $\sim 2,9 \cdot 10^6$. Следует учесть, что задача решается в 26-групповом приближении; таким образом, размерность массива нейтронных потоков составляет $\sim 7,5 \cdot 10^7$ значений.

Присутствующие в активной зоне органы СУЗ описываются как расчетные ячейки с ЭГУ на поверхности ячейки. Стержни разного состава или разной конструкции задаются различными типами ЭГУ. Многогрупповые значения ЭГУ могут быть рассчитаны вне пакета РЕАКТОР (например, по программе GAMMA) и заданы как исходные данные или в самом пакете при помощи соответствующего модуля.

Модули, вычисляющие $K_{эфф}$ и потоки, могут решать уравнение диффузии в HEX-Z геометрии как с одной расчетной точкой в гексагональной ячейке, так и с 6 точками, что в сочетании с расчетами с разным числом точек по высоте позволяет экстраполировать расчетное значение $K_{эфф}$ к величине, соответствующей нулевому шагу расчетной сетки.

Как видно из приведенного описания, расчетчик имеет возможность рассчитать как непосредственно значение $K_{эфф}$ и поля энерговыделения в каждом твэле в любой конфигурации активной зоны, так и эффективности органов СУЗ в любом их положении и в любых сочетаниях, их характеристики и дифференциальные эффективности.

2). Расчет реактора в процессе кампании при заданном графике изменения мощности с учетом изменения положения органов СУЗ по высоте активной зоны.

В пакете РЕАКТОР пользователю предоставлена возможность самому сформировать набор цепочек выгорания, которые он хочет учесть при расчете кампании. Для этого разработчик (ИПМ РАН) создал специальный мнемонический язык задания таких цепочек, отражающий форму уравнений изменения изотопного состава – образование и исчезновение нуклида в нейтронном потоке и радиоактивный распад. При выполнении массовых проектных расчетов быстрых реакторов с СВТ этот набор остается одним и тем же, что дает возможность занести его непосредственно в модуль, вводящий исходные данные для расчета выгорания. Эта возможность реализована в рабочей версии пакета РЕАКТОР – сформирован некоторый

«стандартный набор» цепочек превращений нуклидов для быстрого реактора и для его использования в расчетах достаточно просто указать соответствующий признак. В этот «стандартный набор» занесены цепочки превращения для 27 тяжелых нуклидов от ^{230}Th до ^{248}Cm и 10 легких нуклидов от водорода до углерода. В соответствии с принятой методикой расчета быстрых реакторов образование продуктов деления учитывается в виде двух обобщенных осколков, константы которых имеются в библиотеке БНАБ-93 [5]. Таким образом, при расчете кампании в каждой физической зоне решаются 39 уравнений изменения изотопного состава, использующие 18 типов микросечений. Результатом расчета являются не только новые значения ядерных концентраций топливной композиции, но и количества водорода, дейтерия, трития и гелия, образующихся в реакторе за расчетное время. В любой момент кампании определяется максимальное к этому времени значение глубины выгорания, координаты соответствующей точки в активной зоне и распределение по длине твэла с максимальной глубиной выгорания.

Поскольку при решении уравнений выгорания используются средние потоки по физическим зонам, для получения подробной картины распределения осколков деления в активной зоне недостаточно рассматривать как физическую зону твэлов целиком; необходимо дополнительно разделить его на несколько частей по высоте, каждая из которых будет выгорать как отдельная физическая зона. В рабочей версии пакета РЕАКТОР имеется возможность рассматривать около 60000 физических зон, что для разных проектов реакторов с СВТ соответствует 5–9 физическим зонам по высоте каждого твэла. Учет неравномерности выгорания внутри этих физических зон делается при помощи реализованного в пакете РЕАКТОР специального алгоритма, учитывающего поведение поля энерговыделения в каждом твэле по кампании. Для реактора СВБР-75/100 объем информации в архиве, относящейся к константам физических зон, составляет $\sim 1,84 \cdot 10^7$ значений.

Для задания геометрии сложной трехмерной модели с подробными картограммами по высоте активной зоны и большим количеством физических зон разработана сервисная программа REAMOD. Это графический редактор, при помощи которого делается графическое формирование необходимого набора картограмм и их расположения по высоте, после чего программа выполняет сквозную нумерацию физических зон для потвэльного расчета выгорания.

3). Расчет проектных характеристик, являющихся функционалами нейтронного потока и определяющих условия работы элементов активной зоны.

Пакет РЕАКТОР позволяет рассчитать

- распределение числа поглощений по длине любого стержня СУЗ с последующим определением удельного и интегрального энерговыделения в поглощающих элементах и в каналах органов СУЗ; эта же информация используется при расчете выгорания бора в поглотителях стержней;
- распределение в объеме активной зоны интегральных по энергии нейтронных потоков в заданном диапазоне энергии;
- распределение в объеме активной зоны функции повреждения для конструкционных материалов;
- распределение в объеме активной зоны флюенса нейтронов и повреждающей дозы для конструкционных материалов путем интегрирования (в заданном промежутке времени) вышеуказанных функционалов; пользователь может получить в файле результатов распределение флюенса и повреждающей дозы по высоте любого твэла; максимальные значения и координаты соответствующих точек определяются автоматически;
- распределение в объеме активной зоны скоростей реакций для любого сече-

ния взаимодействия, имеющегося в архиве текущей задачи, и любого нуклида из входящих в состав реактора; эти функционалы используются, главным образом, при обсчете экспериментальных сборок, где производятся измерения скоростей реакций.

С учетом расчета перечисленных проектных характеристик суммарный объем информации, хранящейся в архиве задачи для реактора СВБР-75/100, составляет $\sim 10^9$ значений.

4). Визуализация результатов расчета.

Вспомогательная программа REAVIZ позволяет пользователю в любой расчетный момент времени увидеть цветную картограмму – распределение по сечению активной зоны интегрального по высоте поля энерговыделения, ответственного за подогрев теплоносителя или глубины выгорания топлива в плоскости, где эта величина максимальна. Следует отметить, что для визуализации других функционалов нет никаких технических препятствий и по мере необходимости список функционалов расширяется.

ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

Одним из обязательных разделов обоснования проектных характеристик реакторов с ТЖМТ, так же, как и для реакторов других типов являются теплогидравлические расчеты. Основная цель таких расчетов – определение значений тепловых и гидравлических параметров в пределах активной зоны при работе установки в статических и динамических режимах. Особенности тяжелого теплоносителя и особенности конструкции транспортных и других реакторов с ТЖМТ наложили свой отпечаток на выбор математических моделей и содержание расчетов, традиционно выполняемых в рамках проектов. К основным из таких особенностей относятся:

- низкая теплоемкость теплоносителя при высокой его плотности;
- устройство активной зоны в виде единого пучка стерженьковых твэлов, образующих общую систему параллельных взаимосвязанных каналов (ячеек), в том числе имеющих нестандартную форму поперечного сечения;
- дистанционирование твэлов в зоне только с помощью спиральных ребер на их оболочке.

Эти особенности теплоносителя и конструкции активной зоны реактора с ТЖМТ определили следующие особенности их теплогидравлики и ее моделирование в процессе проектирования:

- реакторы с ТЖМТ отличаются повышенным подогревом и расходом теплоносителя;
- соответственно поля температур теплоносителя и других элементов активной зоны оказываются чувствительными к изменениям расхода, вызываемым различными причинами; на температуры в зоне существенное влияние оказывают различные случайные отклонения геометрических и других параметров реактора;
- отдельные каналы активной зоны связаны между собой в гидравлическом и тепловом отношении, тепловое состояние в любом месте зоны, вообще говоря, оказывается зависящим от состояния во всей активной зоне.

Таким образом, корректное моделирование теплогидравлики реакторов с ТЖМТ только на основе строгих математических моделей представляет чрезвычайно сложную задачу. В связи с этим практика расчетного обоснования тепловых и гидравлических характеристик пошла по пути применения моделей и методик различных уровней сложности – чисто математических и полуэмпирических, детерминированных и вероятностных, одномерных и многомерных.

Краткая характеристика методики, получившей наибольшее распространение для обоснования статических теплогидравлических характеристик, и направления ее совершенствования [8–9]:

- в отношении гидродинамики – это методика гидравлического расчета системы параллельных невязаных каналов, включенных на общий перепад давления; применению такого подхода помимо простоты расчетной процедуры способствуют относительно малые величины поперечных составляющих скорости теплоносителя в сравнении с продольными (последнее связано, в основном, с наличием разнонаправленной навивки дистанционирующих ребер в зазоре между твэлами, препятствующих поперечному перемешиванию теплоносителя, а также малыми градиентами давления в камерах на входе и выходе пучка твэлов); в рамках подхода параллельных изолированных каналов используются экспериментальные данные по гидравлическим сопротивлениям в пучках конкретной геометрии, по влиянию формы сечения каналов на коэффициенты трения;

- в отношении теплового состояния – это методика изолированных в тепловом и гидравлическом отношении каналов, использующая:

- соотношения баланса энергии и поля энерговыделений, полученные в процессе нейтронно-физических расчетов для определения средних температур теплоносителя в сечениях каналов;

- конкретные эмпирические зависимости для расчета коэффициентов теплоотдачи от теплоносителя к поверхности твэлов и неравномерностей температур по периметру оболочек;

- аналитические соотношения по определению наиболее важных для проектирования температур – внешней и внутренней поверхностей оболочек твэлов, температур в контактном подслое и на оси топливного брикета – характерных «температур»;

- дисперсионную методику определения максимальных значений названных температур при реализации случайных отклонений геометрических и других параметров в каналах и активной зоне в целом.

Если первоначально данная методика использовалась для определения температурного состояния в наиболее нагретых элементах активной зоны, то в последнее время на ее основе созданы две программы для ПВЭМ, применяемые при обосновании проектов:

- блок ТГРЗ комплекса программ поэлементного расчета различных характеристик реактора – нейтронно-физических, теплогидравлических, прочностных;
- блок ЖМР специальной программной среды (Циклон), предназначенной для моделирования различных узлов и агрегатов перспективных ЯЭУ и АС.

Для расчета характерных температур в автономных каналах СУЗ (одиночные поглощающие стержни или кластеры) созданы специальные программы, реализующие конечноэлементный подход в системе взаимодействующих каналов. В программах, так же, как и для твэлов учитываются балансные и эмпирические зависимости, а также случайные отклонения геометрических, режимных и других параметров. Кроме того, численным методом определяются продольные и поперечные перетечки теплоносителя.

Основными направлениями развития методики статических теплогидравлических расчетов реакторов с ТЖМТ являются:

- учет теплового и гидравлического взаимодействия каналов в объеме активной зоны; при этом используются экспериментальные значения коэффициентов обмена в пучках стержней конкретной геометрии;
- учет статистической взаимосвязи тепловых характеристик в объеме всей активной зоны.

Оба названных направления базируются на программах поэлементного расчета в объеме зоны с использованием современных вычислительных средств.

Применительно к новым проектам помимо собственных поверочных расчетов при традиционной геометрии элементов ведется работа по оптимизации геометрии, связанная с оптимизацией характеристик активной зоны и ЯЭУ в целом.

РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Радиационный риск для персонала, населения и окружающей среды, связанный с работой ядерной энергетической установки, обусловлен следующими основными факторами:

- ионизирующим нейтронным и гамма-излучением от активной зоны реактора, сопровождающим реакции деления в ядерном топливе;
- вторичным (наведенным) гамма-излучением, возникающим в результате активации конструкционных материалов, технологических сред и материалов радиационной защиты;
- возможным выходом радиоактивных продуктов деления (ПД) из твэлов в теплоноситель первого контура в случае нарушения герметичности их оболочек с дальнейшим их распространением по технологическим средам ЯЭУ и вероятностью попадания части активности во второй контур и рабочие помещения установки.

Обеспечение требуемого нормативными документами [10,11] уровня радиационной безопасности достигается системой мер, важнейшими среди которых являются:

- применение внутрикорпусной и внешней радиационной защиты из материалов, ослабляющих до приемлемых значений ионизирующие излучения в местах постоянного пребывания персонала и в эпизодически посещаемых помещениях;
- создание глубокоэшелонированной системы физических барьеров на путях возможного переноса радиоактивности в технологических средах ЯЭУ и за ее пределы;
- надежный и эффективный контроль состояния тепловыделяющих элементов активной зоны, основного оборудования и радиационной обстановки в посещаемых помещениях.

В этой связи традиционный круг задач, решаемых при расчетном обосновании радиационной безопасности, включает в себя задачи расчета ослабления полей ионизирующих излучений и оптимизации радиационной защиты; определение наведенной активности теплоносителей и конструкционных материалов; разработку физических моделей, описывающих выход радионуклидов из твэлов, их перенос в контурных средах и возможное распространение за пределы ЯЭУ. В ГНЦ РФ-ФЭИ накоплен значительный опыт решения указанных задач применительно к проектам реакторных установок с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем 1-го контура свинец–висмут (СВТ), созданы необходимая методическая база и программное обеспечение для проведения расчетных исследований. В данной работе основное внимание уделено проблемам моделирования миграции радионуклидов по технологическим средам ЯЭУ, вносящей существенный вклад в суммарный радиационный риск.

Характеристика физических процессов выхода и распространения радиоактивных продуктов деления и активации в ЯЭУ с теплоносителем свинец–висмут

Основная доля радиоактивности, образующейся при работе ЯЭУ, накапливается в тепловыделяющих элементах активной зоны, в теплоносителе первого контура

ра и в близлежащих к активной зоне реактора конструкционных материалах. В тепловыделяющих элементах это преимущественно продукты деления ядерного топлива, среди которых определяющими являются изотопы радиоактивных благородных газов (РБГ) – Хе и Kr, а также радионуклиды летучих продуктов деления (ЛПД) – I и Cs. Активация теплоносителя 1 контура свинец–висмут в поле нейтронного излучения реактора приводит к образованию и накоплению в нем радиоактивных изотопов основных компонент (Pb, Bi), технологических примесей (Sb, Ag, Hg и др.), продуктов коррозии конструкционных материалов (Co, Ni, Mn, Fe и др.), а также радиоактивного изотопа полония Po^{210} , обладающего повышенной радиотоксичностью. Помимо этого, в элементах активной зоны при работе ЯЭУ накапливается радиоактивный тритий, относительно легко диффундирующий в конструкционных материалах, создавая тем самым опасность его попадания в технологические среды первого контура и в теплоноситель второго контура.

При нормальной работе установки и сохранении герметичности физических барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов деления и активации радиационная обстановка в рабочих помещениях и за их пределами определяется интенсивностью потоков нейтронного и гамма-излучений в материалах биологической защиты, в теплоносителе и конструкциях реактора. Попадание продуктов деления ядерного топлива в теплоноситель в этих условиях возможно лишь за счет незначительного технологического загрязнения наружных поверхностей оболочек твэлов, имеющего место при их изготовлении, что не вносит существенного вклада в уровни радиоактивного загрязнения контурных сред.

Однако при длительной работе ЯЭУ существует вероятность возникновения по разным причинам повреждений оболочек некоторого числа твэлов, что может привести к выходу части накопленной в них активности продуктов деления в первый контур, создавая тем самым дополнительный источник радиоактивности в технологических средах. В процессе своего развития эти дефекты последовательно проходят различные стадии, от начальной степени повреждения, характеризуемой как «газовая неплотность» (при которой радиоактивные благородные газы и часть летучих ПД вместе со стабильными газами стравливаются в теплоноситель за счет избыточного давления), до более опасного повреждения с прямым контактом топлива с теплоносителем (в этом случае возможен выход через дефект оболочки продуктов деления, накопленных в жидкометаллическом подслое твэла или в вытеснившем его теплоносителе).

Обобщенная схема распространения радиоактивных продуктов деления и активации в ЯЭУ с теплоносителем свинец–висмут, отражающая физические процессы, наиболее значимые с точки зрения формирования радиационной обстановки в контурах и рабочих помещениях, представлена на рис. 1. В последовательности образования и миграции радионуклидов при нарушении целостности физических барьеров выделяются следующие основные этапы:

1) выход продуктов деления из топливного сердечника под оболочку твэла (в жидкометаллический подслое) за счет механизмов прямой отдачи при делении, термической или радиационно-стимулированной диффузии [12];

2) поступление газообразных и летучих продуктов деления, а также продуктов активации, накапливаемых в жидкометаллическом подслое, в теплоноситель первого контура при нарушении герметичности оболочки твэла;

3) химическое взаимодействие образующихся в теплоносителе продуктов активации и попадающих в него из поврежденного твэла продуктов деления с основными компонентами теплоносителя (свинцом и висмутом), с водяным паром (в случае межконтурной течи парогенератора) и между собой, с образованием

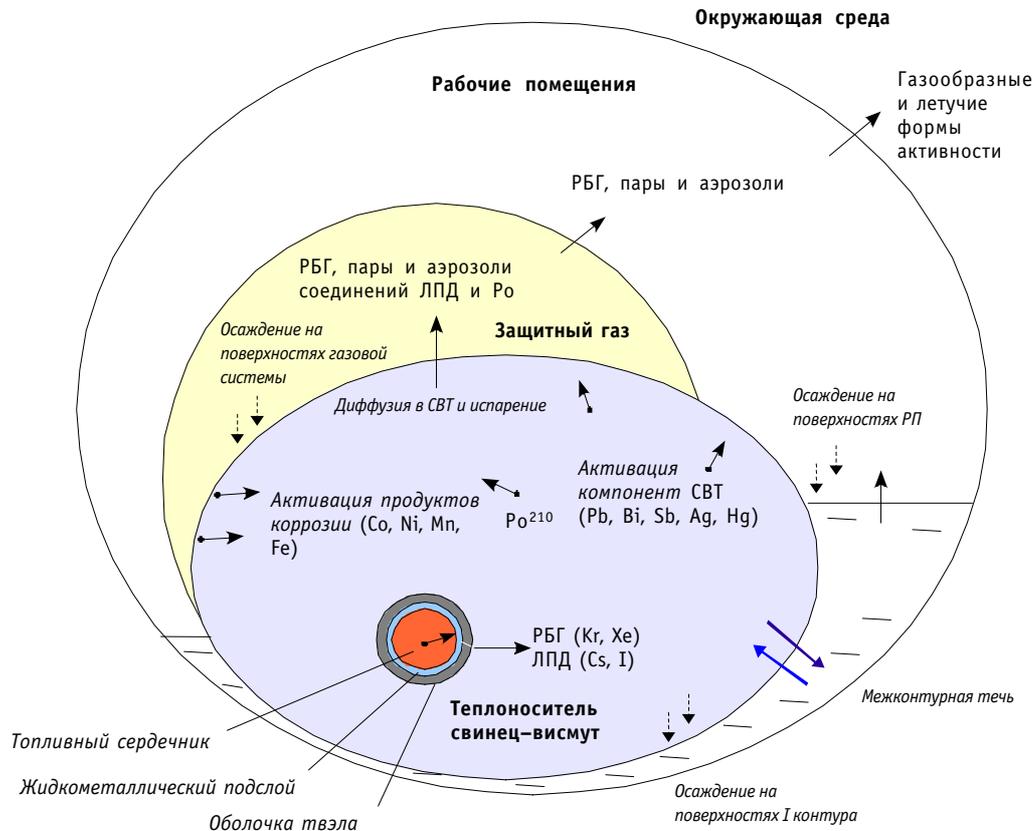


Рис. 1. Схема переноса продуктов деления и активации в РУ с ТЖМТ свинец-висмут

сложных химических форм, часть из которых способна к дальнейшему переходу в объемы газовой системы РУ;

4) выход из теплоносителя в газовую систему первого контура неконденсируемых радиоактивных благородных газов (за счет диффузионного подвода радионуклидов к поверхности свинцово-висмутового сплава и их выноса с паровыми пузырями при появлении межконтурной течи), а также соединений летучих продуктов деления и полония (посредством испарения), с образованием в защитном газе газообразной, паровой и аэрозольной форм радиоактивности; осаждение части паров и аэрозолей на относительно холодных поверхностях газовой системы;

5) выход РБГ, части паровой и аэрозольной активности в реакторное помещение при течи защитного газа через возможные неплотности газовой системы первого контура; осаждение паровой и аэрозольной фракций активности на поверхностях реакторного помещения; попадание радиоактивных продуктов деления и активации в рабочие помещения из негерметичного 2 контура при наличии межконтурной течи в парогенераторе;

6) возможное попадание радионуклидов (в основном в виде газообразных соединений и летучих продуктов деления) в окружающую среду при негерметичности рабочих помещений.

Расчетные модели оценки радиационных характеристик РУ с ТЖМТ

В основу методов расчета переноса радионуклидов в технологических средах РУ заложена камерная модель, позволяющая описывать процесс миграции в сис-

теме, представляемой последовательной цепочкой связанных друг с другом объемов (камер), для каждого из которых записывается уравнение баланса количества данного радионуклида. Переходы между камерами являются барьерами безопасности и схематично изображены на рис. 1.

Скорости перехода нуклидов из каждой камеры в следующую характеризуются соответствующими коэффициентами ν_i (с^{-1}), величины которых с большей или меньшей степенью достоверности определяют из экспериментальных данных, если таковые имеются. Уравнение баланса активности для i -ой камеры может быть записано в виде:

$$\frac{\partial A_i}{\partial t} = q_i - \lambda A_i - \nu_i A_i, \quad q_i = \nu_{i-1} A_{i-1},$$

где A_i – активность нуклида в i -ой камере (Бк); λ – постоянная распада этого нуклида (с^{-1}); ν_i – коэффициент перехода из i -ой камеры в $(i+1)$ -ю (с^{-1}); q_i – скорость поступления нуклида в i -ю камеру (Бк/с).

Выход РБГ из теплоносителя в газовую систему первого контура

Модель выхода РБГ в газовую систему из СВТ наиболее разработана по сравнению с моделями формирования и переноса паровой и аэрозольной активности [13, 14]. При отсутствии течи парогенератора во время работы РУ РБГ за счет диффузии поступают из теплоносителя в защитный газ только с поверхности расплава в буферной емкости. Этот процесс характеризуется интегральной постоянной дегазации n , равной отношению скорости поступления активности данного газа в газовый контур к его активности в теплоносителе ($\nu_0 = Q_i / A_i$). Ее величина зависит от поверхности зеркала сплава, температуры, объема теплоносителя, гидродинамики системы, растворимости газа и других параметров. В первом приближении ν_0 можно определить, используя закон Фика и рассчитав коэффициент диффузии по формуле Эйнштейна-Стокса.

При появлении малой течи ПГ в теплоноситель попадает пароводяная смесь, образуются паровые пузыри, и развивается внутренняя межфазная поверхность, через которую в пузыри поступают летучие и газообразные компоненты и затем они доставляются пузырями к поверхности зеркала сплава, т.е. появляется дополнительный источник поступления летучей и газообразной активности в газовый контур. Предполагается, что при малой течи ПГ скорость поступления РБГ в газовую систему прямо пропорциональна межфазной поверхности. Размер межфазной поверхности определяется величиной утечки пара, эффективным радиусом пузырей и средним временем циркуляции пузыря в первом контуре. В настоящее время разработана методика расчета эффективного радиуса парового пузыря в условиях СВТ первого контура.

Выход паровой и аэрозольной активности в газовую систему

Процессы выхода из теплоносителя в газовую систему конденсируемых веществ описываются с помощью известных соотношений для испарения веществ из его разбавленного раствора (уравнение Лэнгмюра и закон Рауля) с учетом эффекта экранировки испарения в газовую атмосферу по сравнению с испарением в вакуум. Ввиду того, что реальный газовый контур РУ с ТЖМТ неизотермичен, пары будут конденсироваться на наиболее холодных поверхностях газового контура, а скорость испарения с зеркала сплава в буферной емкости соответствует давлению насыщенных паров данной химической формы нуклида, умноженному на ее мольную долю, согласно закону Рауля. Скорость испарения активности может быть описана следующим соотношением:

$$G_s^i = \frac{4,38 \times 10^{-3} \times a_{\text{ТН}}^i \times P_{\text{sat}}^i(T) \times M_o \times F \times k(T) \times \beta}{\sqrt{M_i T}},$$

где G_s^i – скорость испарения i -го радионуклида (Бк/с); $a_{\text{ТН}}^i$ – его удельная активность в теплоносителе (Бк/кг); P_{sat}^i – давление насыщенных паров соединения i -го радионуклида (Па); M_o – его молекулярная масса; $k(T)$ – коэффициент аккомодации, при $T > 650^\circ\text{C}$ $k \leq 1$; β – коэффициент экранировки атмосферой защитного газа ($\sim 10^{-3}$)

Определение радиоактивности защитного газа первого контура

В качестве оценки значения паровой активности используется ее предельное значение, соответствующее давлению насыщенных паров в газовом контуре. Активность i -го нуклида в паровой фазе можно определить по следующему соотношению:

$$a_n^i = \frac{M_o}{10^3 R T} \times a_{\text{ТН}}^i \times P_{\text{sat}}^i(T),$$

где a_n^i – удельная паровая активность i -го нуклида (Бк/м³); R – объединенная газовая постоянная; M_o – молекулярный вес теплоносителя; P_{sat}^i – давление насыщенных паров соединения i -го радионуклида (Па); T – средняя температура в газовом контуре; $a_{\text{ТН}}^i$ – его удельная активность в теплоносителе (Бк/кг).

Величина равновесной аэрозольной активности в газовом контуре прямо пропорциональна скорости поступления паров и обратно пропорциональна сумме скоростей осаждения и распада:

$$A_{\text{золь}}^i = \frac{Q_{\text{гс}}^i}{1/\tau_{\text{золь}} + \lambda_i},$$

где $A_{\text{золь}}^i$ – аэрозольная активность i -го нуклида (Бк); $Q_{\text{гс}}^i$ – скорость выхода паров определенной химической формы i -го нуклида (Бк/с); λ_i – постоянная распада i -го нуклида (с⁻¹); $\tau_{\text{золь}}$ – время жизни аэрозоля в данных условиях для газового контура.

Оценки активности полония в технологических средах и помещениях ЯЭУ с ТЖМТ [15]

В расчетных оценках радиационной безопасности проектируемых РУ с ТЖМТ предполагается, что в теплоносителе свинец–висмут полоний существует в основном в форме интерметаллида – полонида свинца PbPo , и лишь небольшая его часть – в виде металлического полония. При отсутствии течи ПГ в газовую систему поступают их пары, конденсирующиеся и оседающие на поверхностях газового контура, создавая их радиоактивное загрязнение аэрозолями. В случае течи ПГ в теплоносителе образуется нестойкое газообразное соединение полония – PoH_2 . Реагируя с водяным паром, PoH_2 образует гидроокись и оксигидрат полония, которые, в свою очередь, разлагаются на воду и окислы полония. Кроме того, образование окислов полония возможно в результате реакции водяного пара с PbPo и Po . При этом наиболее вероятно осаждение окислов полония на поверхностях газовой системы и их прилипание к частицам водяного пара с формированием аэрозольной активности.

Аналогичные процессы происходят внутри паровых пузырей, которые внутри своего объема и на своих стенках выносят частицы окислов полония на поверхность сплава и далее в атмосферу буферной емкости.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В настоящее время на основе большого опыта разработки и создания ЯЭУ со свинцово-висмутовым теплоносителем наметились новые перспективы развития данной технологии в традиционной для направления области корабельной энергетике, а также применительно к проектированию региональных АС и АСТ. Для успешного решения этих задач и при наличии новых возможностей современной вычислительной техники ведется работа по дальнейшему совершенствованию имеющегося методического инструментария, разработки необходимых программных средств.

Литература

1. *Артёмьев Н.И., Декусар В.М., Калашников А.Г. и др.* Методика многогруппового расчета двумерного реактора в областях замедления и термализации нейтронов с учетом выгорания // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1988. – Вып. 2.
2. *Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоиздат, 1981.
3. *Горский А.И., Земсков Е.А., Пашкин Ю.Г.* Об одном методе построения матрицы эффективных граничных условий для замедляющего стержня // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1998. – Вып. 4.
4. *Земсков Е.А., Исакова Л.Я., Рачкова Д.А.* Программа расчета критичности ядерного реактора в (x, φ, z)-геометрии (программа RFZ)/Препринт ФЭИ, № 1223. – Обнинск, 1981.
5. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Ч. 1. Нейтронные и фотонные ядерные константы // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерные константы. – 1996. – Вып. 1.
6. *Аржанов В.И., Воронков А.В.* Принципы построения пакета РЕАКТОР/Препринт ИПМ, № 2. – М., 1995.
7. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Поляков А.Ю., Цибуля А.М.* Аннотация программы CONSYST // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерные константы. – 1999. – Вып. 2.
8. *Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П.* Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1984.
9. *Курбатов И.М., Тихомиров Б.Б.* Расчет случайных отклонений температур в активной зоне реактора/Препринт ФЭИ, № 5727. – Обнинск, 1990.
10. *Нормы радиационной безопасности (НРБ-99).* – М.: Минздрав России, 1999.
11. *Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-99).* – М., 1999.
12. *Коняшов В.В., Шкоков Е.И.* Выход радиоактивных продуктов из дефектных твэлов с оксидным топливом: обзор по отечественным и зарубежным источникам 1964 – 1986 гг. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1987.
13. *Гончар Н.И., Панкратов Д.В.* Оценки выхода РБГ из СВТ реакторной установки в защитный газ первого контура в случае малой течи ПП/Доклад на конф. «Тепломассоперенос и свойства жидких металлов» (Обнинск, 29-31 октября 2002 г.).
14. *Гончар Н.И., Панкратов Д.В.* Оценки выхода газообразных, паровых и аэрозольных форм радиоактивности из СВТ РУ типа СВБР-75 в защитный газ первого контура в случае малой течи ПП/Доклад на конференции ТЖМТ-2003 (Обнинск, 11-12 декабря 2003 г.).
15. *Панкратов Д.В., Ефимов Е.И., Болховитинов В.Н., Куранов В.Д., Бугреев М.И.* Проблема полония в ядерных энергетических установках со свинцово-висмутовым теплоносителем/Доклад на конф. ТЖМТ-98. – Обнинск, 1998.

Поступила в редакцию 1.09.2006

МОДЕЛЬ КОАГУЛЯЦИИ ПУЗЫРЬКОВ, ВВОДИМЫХ СТРУЙНЫМ ИНЖЕКТОРОМ В ПОТОК ТЯЖЕЛОГО ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

В.С. Федотовский, Т.Н. Верещагина, Ю.И. Орлов

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



Представлена математическая модель коагуляции пузырьков при истечении мелкодисперсного газожидкостного потока из струйного инжектора в канал с потоком теплоносителя, позволяющая оценить эффективность инжекторного метода ввода газовых смесей в тяжелый жидкометаллический теплоноситель (ТЖМТ) для технологических целей. Рассмотрены механизмы градиентной, инерционной, и турбулентной коагуляции, приводящие к эволюции спектра размеров пузырей по длине канала. Приведены расчетные зависимости спектров размеров пузырьков, средних размеров и величины удельной межфазной поверхности от расстояния до инжектора.

ВВЕДЕНИЕ

Технология ТЖМТ предусматривает использование окислительно-восстановительных газовых смесей, содержащих водород и водяной пар, для очистки теплоносителя от оксидов, пассивации поверхностей контура, регулирования термодинамической активности кислорода в теплоносителе и др. Для этой цели с помощью специальных устройств (инжекторов или диспергаторов) в теплоноситель вводится газовая смесь, которая в виде мелких пузырьков должна доставляться ко всем участкам контура. Опыт показывает, что вводимые в высокоскоростной поток теплоносителя газовые пузырьки размером до 30–50 мкм при малых объемных концентрациях способны более-менее длительное время циркулировать по контуру. Однако в низкоскоростном потоке теплоносителя, вследствие коагуляции происходит быстрое укрупнению пузырьков, увеличивается скорость их всплытия и сепарация газа на свободных поверхностях теплоносителя, что существенно ухудшает эффективность очистки контура.

Таким образом, процессы коагуляции, играющие значительную роль в различных задачах гидродинамики многофазных дисперсных сред, суспензий, коллоидов и т.п., имеют большое значение и для технологии ТЖМТ.

Теоретические основы коагуляции были заложены М. Смолуховским [1]. Позднее проблемами коагуляции в связи с различными задачами физической химии занимались В.Г. Левич [2], Н.Н. Туницкий, [3] и ряд других авторов. Современные математические аспекты решения уравнения Смолуховского с различными ядрами изложены в монографии В.А. Галкина [4].

© В.С. Федотовский, Т.Н. Верещагина, Ю.И. Орлов, 2007

В настоящей работе рассматривается процесс коагуляции пузырьков, вводимых струйным инжектором в турбулентный поток теплоносителя. Предполагается, что инжектор создает высокоскоростную струю жидкости с мелкими пузырьками газа одинакового размера, которые в результате смешения с основным потоком теплоносителя коагулируют как в струе, так и в стационарном турбулентном потоке в канале.

ЭВОЛЮЦИЯ СПЕКТРА РАЗМЕРОВ ПУЗЫРЬКОВ ПРИ КОАГУЛЯЦИИ

В данной работе мы будем исходить из известного соотношения для изменения концентрации пузырьков заданного размера, обусловленного прибылью за счет слияния более мелких пузырьков и убылью за счет слияния пузырьков данного размера с другими пузырьками. Будем рассматривать только парные взаимодействия и считать, что каждое столкновение пузырьков приводит к коагуляции.

Пусть C_i – численная концентрация пузырьков, состоящих из i первичных пузырьков. Изменение концентрации пузырьков этого размера в единицу времени описывается уравнением [1]

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{k}{2} \sum C_j C_{j-i} - kC_i \sum C_j, \quad (1)$$

где $\frac{k}{2} \sum C_j C_{j-i}$ – увеличение за единицу времени численной концентрации рассматриваемых пузырьков вследствие слияния более мелких; $kC_i \sum C_j$ – уменьшение концентрации рассматриваемых пузырьков из-за слияния с пузырьками других типов и друг с другом.

Если исходные пузырьки имеют одинаковый размер, то система уравнений (1) легко интегрируется. Для общей концентрации пузырей всех размеров из уравнения (1) получается [2]

$$\frac{dC}{dt} = -\frac{k}{2} C^2, \quad (2)$$

где $C = \sum C_i$, величина $k/2$ носит название константы коагуляции.

Из формулы (2) следует, что

$$C = \frac{C_0}{1 + \frac{k}{2} C_0 t}, \quad (3)$$

где C_0 – начальная численная концентрация пузырьков. Используя выражение (3) можно последовательно решить систему уравнений (1).

Константа коагуляции $k/2$ определяется числом столкновений N (актов взаимодействий) с выделенным пузырьком в единицу времени. Столкновение пузырьков в турбулентных потоках со сдвигом может быть обусловлено различными гидродинамическими причинами, с которыми связываются различные механизмы коагуляции.

Решение задачи о коагуляции пузырьков, спектр которых был первоначально полидисперсным, можно получить, следуя работе [3], следующим образом. Пусть все пузырьки имеют первоначальные объемы, кратные некоторому минимальному объему. Тогда для описания коагуляции такой системы может быть использована система уравнений (1), но с иными начальными условиями. В этом случае начальные концентрации пузырьков разных размеров $C_i(t=0)$ будут отличны от нуля. Сделаем в (1) подстановку, положив

$$C_i = \frac{1}{1 + \frac{k}{2} C_0 t} v_i.$$

Тогда для величин v_j получим следующую систему уравнений

$$\frac{dv_i}{dt} = \frac{k}{2 \left(1 + \frac{k}{2} C_0 t\right)} \sum_{j=1}^{j=i-1} v_j v_{i-j}.$$

Эта система уравнений интегрируется при помощи интегрирующего множителя. В результате, после несложных преобразований можно получить уравнения для изменения числа пузырьков различных размеров от времени, выраженные через начальные концентрации пузырьков различного объема

$$C_i(t) = \frac{C_{i0}}{\left(1 + \frac{k}{2} C_0 t\right)^2} + \sum_{k=1}^{i-1} \sum_{j=1}^{i-1-k} C_{j0} C_{i-j,k-1} \frac{(kt/2)^{k-1}}{\left(1 + \frac{k}{2} C_0 t\right)^{k+1}}, \quad (4)$$

где C_{i0} – начальные концентрации пузырей i -го размера.

Уравнения (4) позволяют последовательно рассчитывать распределения пузырьков по размерам в любой момент времени, если известно их начальное распределение.

Скорость коагуляции определяется константой k , которая входит в уравнения (1), (2) и решения (3), (4). Величина константы k определяется механизмом коагуляции или совокупностью механизмов, если их несколько.

Следует заметить, что решения (3), (4) справедливы для бесконечно коагулирующей системы и не учитывают процесс дробления пузырей. На самом деле, в потоке происходит дробление пузырей и в конце концов формируется некоторый устойчивый размер пузырьков, который определяется усредненными и пульсационными гидродинамическими характеристиками потока.

МЕХАНИЗМЫ КОАГУЛЯЦИИ ПУЗЫРЬКОВ В ТУРБУЛЕНТНОМ ПОТОКЕ

В турбулентных потоках имеют место три основных механизма коагуляции – градиентная, турбулентная и инерционная.

Градиентная коагуляция пузырьков. В струе с большим градиентом скорости, при условии, когда «прицельное» расстояние меньше суммы радиусов пузырьков, происходят их столкновения. Число столкновений за единицу времени (скорость коагуляции) равно [1, 2]

$$N_{\text{столк}} = \frac{4}{3} C^2 \Gamma (a_i + a_j)^3 = \frac{8C\phi\Gamma}{\pi},$$

где Γ – градиент скорости, C , ϕ – численная и объемная концентрация пузырьков.

Турбулентная коагуляция пузырьков. Коэффициент турбулентной диффузии пузырьков D_b примем равным коэффициенту турбулентной диффузии несущей среды D или коэффициенту вихревой вязкости.

Для струйного течения

$$D_b = D = 10^{-2} U_0 d,$$

а для течения в трубе

$$D_b = D = 0.035 u' D \approx 2 \cdot 10^{-3} U_p d_p.$$

По аналогии с броуновской диффузией скорость коагуляции пузырьков запишем в виде

$$N_{\text{ббб}} = 8\pi D_b a C^2,$$

где коэффициент броуновской диффузии заменен на коэффициент турбулентной диффузии пузырьков D_b .

Инерционная коагуляция пузырьков. Пульсационные скорости, приобретаемые пузырьками при движении в турбулентном потоке, существенно зависят от их размеров. Пузырьки разных размеров даже в одном турбулентном вихре движутся с различными скоростями и благодаря этому сталкиваются друг с другом. Для инерционного механизма коагуляции существенна зависимость относительной скорости сближения пузырьков от их размеров, поскольку более крупные пузырьки в поле турбулентных ускорений w приобретают большие скорости и сближаются с мелкими. Пульсационная скорость движения пузырьков v' , обусловленная турбулентными пульсациями несущей среды u' , равна [8]:

$$v' = u' \sqrt{\frac{9+T/\tau}{1+T/\tau}}. \quad (5)$$

где $\tau \sim a^{-2}$ – время релаксации пузырьков, T – лагранжев временной масштаб турбулентности.

Число столкновений пузырька размером a_i с пузырьками радиусами a_j в единицу времени, обусловленное инерционным механизмом, равно $C\pi(a_i + a_j)^2 (v'_i - v'_j)$, где $\pi(a_i + a_j)^2$ – площадь, а $(v'_i - v'_j)$ – высота цилиндра, вырезаемого пузырьком радиуса a_i при его движении относительно пузырька радиуса a_j .

Число столкновений пузырька радиуса a_i со всеми пузырьками $a_j < a_i$ равно

$$\int_0^{R_i} \pi(a_i + a_j)^2 (v'_i - v'_j) C f(a) da, \quad (6)$$

где $f(a)$ – функция распределения пузырьков по размерам.

Полное число столкновений, происходящих в единицу времени в единице объема, равно

$$N_{\text{ббб}} = \overline{\pi C^2 (a_i + a_j)^2 (v'_i - v'_j)}, \quad (7)$$

где черта означает усреднение по размерам пузырьков.

При совместном действии трех механизмов коагуляции полагаем, что полное число столкновений пузырьков равно сумме столкновений, обусловленных различными механизмами

$$N = N_{\text{град}} + N_{\text{турб}} + N_{\text{ин}}.$$

Таким образом, число столкновений пузырьков, можно рассчитать по формуле:

$$N = \left[\frac{4}{3} \Gamma (a_i + a_j)^3 + 8\pi D_b R + \pi (a_i + a_j)^2 (v'_i - v'_j) \right] C.$$

Следует отметить, что на различных участках струи будут преобладать различные механизмы коагуляции. Так, на начальном участке струи, где имеет место большой градиент скорости, но малы масштабы турбулентности, главную роль играет градиентная коагуляция. По мере удаления от инжектора уменьшаются градиенты скорости, но увеличивается влияние турбулентной коагуляции. В то же время, по мере формирования спектра размеров начинает проявляться механизм инерционной коагуляции, обусловленной различием пульсационных скоростей пузырьков разных размеров.

С другой стороны, поскольку рост размеров пузырей не может происходить бесконечно (крупные пузыри в турбулентном потоке начинают дробиться), то процесс дробления должен учитываться в модели эволюции спектра размеров пузырей.

ДРОБЛЕНИЕ И ПРЕДЕЛЬНЫЙ РАЗМЕР ПУЗЫРЬКОВ

Процесс дробления зависит как от скорости турбулентного потока жидкости, так и от размеров пузырьков. Максимальный размер пузырьков определяется соотношением сил поверхностного натяжения и турбулентных напряжений, действующих на пузырьки со стороны потока.

В соответствии с законом Колмогорова-Обухова изменение скорости $\Delta u'$ в стабилизированном турбулентном потоке жидкости на расстояниях порядка диаметра пузырька связано с диссипацией энергии ϵ соотношением $\Delta u' \approx (\epsilon \cdot 2a)^{1/3}$.

Перепад давления $\rho \Delta u'^2$ определяет разрушающую крупные пузырьки поверхностную силу, конкурирующую с силой поверхностного натяжения $\frac{\sigma}{2a}$.

Из соотношения $\rho \Delta u'^2 \approx \sigma/2a$ следует, что максимальный устойчивый диаметр пузыря $2a_m$ равен

$$2a_m = B_1 \epsilon^{-\frac{2}{5}} \left(\frac{\sigma}{\rho} \right)^{\frac{3}{5}}.$$

Предполагая, что в процессе коагуляции максимальный устойчивый размер пузырьков будет достигнут при полном смешении струи со спутным потоком, т.е. уже при стабилизированном течении в канале, оценим величину $2a_m$, исходя из оценки диссипативных потерь в турбулентном потоке в трубе.

Диссипация механической энергии в трубе длиной l и диаметром D_p равна $\Delta P \frac{\pi D_p^2}{4} U_p$, где $\Delta P = \frac{1}{2} \lambda \frac{l}{D_p} \rho U_p^2$ – перепад давления на участке трубы; U_p – скорость жидкости; λ – коэффициент гидравлического сопротивления.

Таким образом, оценивая диссипацию как $\epsilon \approx \lambda \frac{U^3}{D_p}$, формулу для максимального устойчивого диаметра пузыря $2a_m$ при турбулентном течении в трубе запишем в виде

$$2a_m = B_2 \left(\frac{D_p^2 \sigma^3}{\lambda^2 \rho^3 U_p^6} \right)^{1/5}, \quad (8)$$

где постоянная B_2 – величина порядка единицы [5, 6].

ГИДРОДИНАМИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОТОКА

При формулировке задачи о коагуляции пузырьков предположим, что основные гидродинамические характеристики струи и стабилизированного потока в канале при малых объемных газосодержаниях являются такими же, как и при течении однофазной затопленной струи в спутном потоке.

Схематизируем гидродинамическую задачу об истечении жидкости из инжектора диаметром d в спутный поток жидкости в трубе диаметром D_p следующим образом. Предположим, что струя со средней скоростью U_0 вытекает из круглого сопла диаметром d в поток, имеющий скорость $U_p = const$ ($U_p \ll U_0$). На основании теорий Буссинеска, Прандтля, Тейлора и Рейхардта запишем распределение ско-

рости в струе при некоторых предположениях [7]. Будем считать, что поля скорости в струе в последовательно расположенных сечениях, начиная с некоторого сечения после начального участка, являются подобными

$$\left. \begin{aligned} U(x,r) &= U(x,0)f(\xi_2) \\ U(x,0) &= U_0\Psi(\xi_1) \end{aligned} \right\} \quad (9)$$

где $\xi_2 = \frac{r}{d}\varphi(\xi_1)$, $\xi_1 = \frac{x+a}{d}$, а x и r – осевая и радиальная координаты. Здесь a – расстояние от точечного источника до сопла, принятое далее в соответствии с известными данными по гидродинамике струй, равным $2d$.

В рассматриваемом случае, когда скорость истечения из инжектора существенно превосходит скорость потока в трубе, имеем [7]:

$$\varphi = \frac{1}{\xi_1} = \frac{d}{x+2d}; \quad \xi_2 = \frac{r}{d}\varphi(\xi_1) = \frac{r}{x+2d}; \quad \Psi = \frac{A}{\xi_1}. \quad (10)$$

Тогда скорость на оси струи запишется в виде $U(x,0) = U_0A \frac{d}{x+2d}$, т.е. скорость струи на оси убывает по закону $1/x$, начиная с некоторого расстояния стабилизации $x_0 \approx 4d$. После начального участка (при $x > 4d$) распределение скорости струи становится автомодельным с максимальным значением U_0 на оси струи. Отсюда следует $A = 6$.

Таким образом, считая, что из сопла инжектора вытекает струя со средней скоростью U_0 , распределение скорости на оси струи начиная с $x = 4d$ будет иметь вид

$$U(x,0) = \frac{6U_0d}{x+2d}. \quad (11)$$

Процесс расширения струи и формирование профиля скорости в значительной мере определяется турбулентными характеристиками, в частности, вихревой вязкостью $\varepsilon_{\text{стр}}(x,r)$.

Для функции $f(x_2)$, описывающей распределение скорости по радиусу стабилизированной (т.е. при $x > 4d$) струи, согласно [7] имеем:

$$f(\xi_2) = \frac{U(x,r)}{U(x,0)} = \left[1 + \frac{U(x,0)(x+2d)}{8\varepsilon_{\text{стр}}} \xi_2^2 \right]^{-2}. \quad (12)$$

Из предположения о постоянстве коэффициента вихревой вязкости по сечению струи и из условия наилучшего согласования рассчитанных по формуле (12) и измеренных полей скорости в струе была получена [7] следующая формула для вихревой вязкости при $x > 4d$

$$\varepsilon_{\text{стр}} = 0.00196U_{\text{max}}(x,0)(x+2d). \quad (13)$$

С учетом (13) распределение скорости в струе запишем в виде:

$$U(x,r) \approx \frac{6U_0d}{x+2d} \left[1 + 60 \left(\frac{r}{x+2d} \right)^2 \right]^{-2}. \quad (14)$$

При численных расчетах распределение скоростей в канале принято равным сумме скоростей струи $U(x,r)$ и скорости потока в трубе U_p .

Турбулентные характеристики струи. Одной из наиболее важных характеристик, определяющих процесс коагуляции, является коэффициент турбулентной диффузии пузырьков. Естественно, что интенсивность пульсационного движения пу-

зырьков в турбулентных потоках определяется характеристиками турбулентности несущей среды, и поэтому в конкретной содержательной модели коагуляции эти характеристики должны быть предварительно найдены или заданы.

Коэффициент вихревой вязкости или коэффициент турбулентной диффузии в однородной струе после начального участка ($x > 4d$), согласно экспериментальным данным, можно считать независимым от продольной и радиальной координат [7]

$$\varepsilon_{\text{стр.}} = 0.00196(x+2d)U(x,0) = 0.00196 \cdot 6U_0d \approx 10^{-2}U_0d. \quad (15)$$

По мере расширения струи и уменьшения скорости течения интенсивность турбулентности u' уменьшается, но при этом увеличивается характерный пространственный масштаб турбулентных пульсаций Λ , так что их произведение, дающее коэффициент вихревой вязкости, остается постоянным $\varepsilon_{\text{стр.}} \sim u'(x,r)\Lambda(x,r) = \text{const}$.

Исходя из известных экспериментальных данных по интенсивности турбулентности в струях [7], распределение $u'(x, r)$ представим в виде отношения к локальной скорости в струе

$$\frac{u'(x,r)}{U(x,r)} = 0.2 \left[1 + 60 \left(\frac{r}{x+2d} \right)^2 \right]. \quad (16)$$

В основной части струи принятое распределение интенсивности пульсаций по сечению удовлетворительно описывает экспериментальные данные. Интенсивность турбулентности при этом составляет ~20% от скорости потока.

Таким образом, используя для интенсивности турбулентности формулу (15) и условие постоянства коэффициента вихревой вязкости, запишем распределение масштабов турбулентности в зависимости от продольной и радиальной координат в виде

$$\Lambda(x,r) = \frac{\varepsilon_{\text{н\ddot{o}}\text{д}}}{u'(x,r)} = 10^{-2}(x+2d) \left[1 + 60 \left(\frac{r}{x+2d} \right)^2 \right]. \quad (17)$$

Далее запишем еще две характеристики, связанные с интенсивностью турбулентности и необходимые для расчетов коагуляции. К ним относятся характерные частоты турбулентных пульсаций в струе и характерные ускорения в крупномасштабных вихрях, осуществляющих турбулентный перенос пузырьков.

Исходя из распределений интенсивности пульсаций скорости $u'(x, r)$ и пространственных масштабов турбулентности Λ , характерные частоты турбулентных пульсаций в струе представим в виде

$$\omega \approx \frac{u'}{\Lambda} = \frac{120U_0d}{(x+2d)^2 \left[1 + 60 \left(\frac{r}{x+2d} \right)^2 \right]^2}, \quad (18)$$

а характерные ускорения в крупномасштабных турбулентных вихрях в виде

$$w(x,r) \approx u'\omega \approx \Lambda \omega^2 = \frac{144U_0^2d^2}{(x+2d)^3 \left[1 + 60 \left(\frac{r}{x+2d} \right)^2 \right]^3}. \quad (19)$$

Гидродинамические характеристики при течении в трубе. По мере удаления от инжектора и расширения струи все характерные гидродинамические величины (u' , ω , w) уменьшаются (кроме масштаба турбулентности, который увеличивается). При полном расширении струи и смешении с основным потоком в трубе характери-

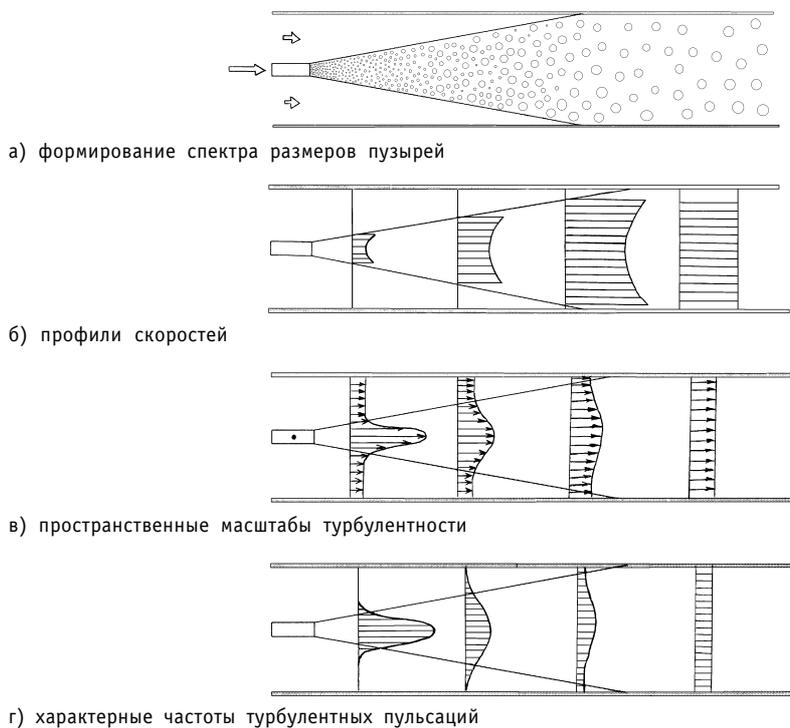


Рис.1. Схема распределения гидродинамических параметров в струе

стики турбулентности стабилизируются. В расчетной схеме коагуляции приняты следующие условия для течения потока в трубе: скорость потока и коэффициент турбулентной вязкости или коэффициент турбулентной диффузии несущей среды $\epsilon_{\infty} = 0.035u' D_p$ постоянны по сечению. Характерный лагранжев масштаб турбулентности $u' \approx 0.05U_p$ принят равным $\Lambda \approx \frac{\epsilon}{u'} = 0.035D_p$, характерная частота турбулентных пульсаций скорости $\omega \approx \frac{u'}{\Lambda} = 1.43 \frac{U_p}{D_p}$, характерные ускорения в турбулентных вихрях при течении в трубе приняты равными $w \approx u'\omega = 0.07 \cdot \frac{U_p^2}{D_p}$.

Схематично процесс коагуляции пузырьков в струе, втекающей в канал, а также распределения скоростей и турбулентных характеристик показаны на рис. 1.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

На рис. 2(а,б) показан пример изменения спектра размеров (объемов) пузырьков по мере удаления от инжектора на оси струи при объемном газосодержании на выходе из инжектора 1 и 5% для начального радиуса пузырей 0.5 мм. Видно, что по мере удаления от инжектора первоначальный монодисперсный спектр постепенно расширяется, появляются пузырьки предельного размера (объемом в 120 раз выше объема исходных пузырьков), их количество увеличивается.

На рис.3 показаны зависимости среднего размера пузырей от расстояния до инжектора для трех начальных газосодержаний (5, 1, 0,1%). Видно, что процесс

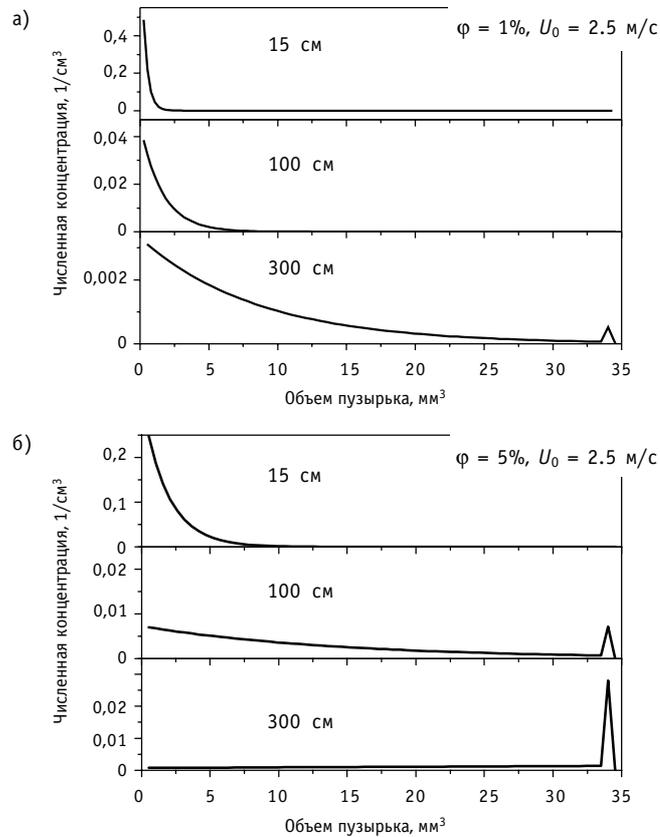


Рис.2. Спектры объемов пузырьков в потоке свинца на оси струи при различных удалениях от инжектора. Начальное газосодержание: а) $\varphi = 1\%$, б) $\varphi = 5\%$

коагуляции замедляется с уменьшением начального газосодержания. Наиболее быстро процесс коагуляции протекает на периферии струи, где градиенты скорости имеют значительную величину.

На рис. 4 приведены зависимости площади межфазной поверхности на едини-

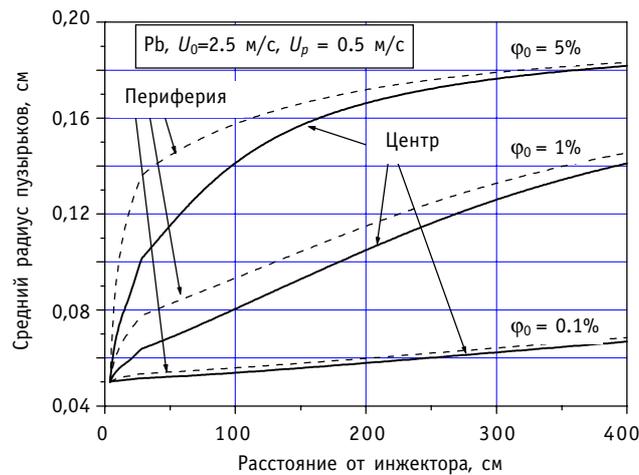


Рис. 3. Изменение среднего радиуса пузырьков в свинце при различных начальных газосодержаниях в инжекторе. Скорость в инжекторе 2.5 м/с, скорость опускающего потока 0.5 м/с

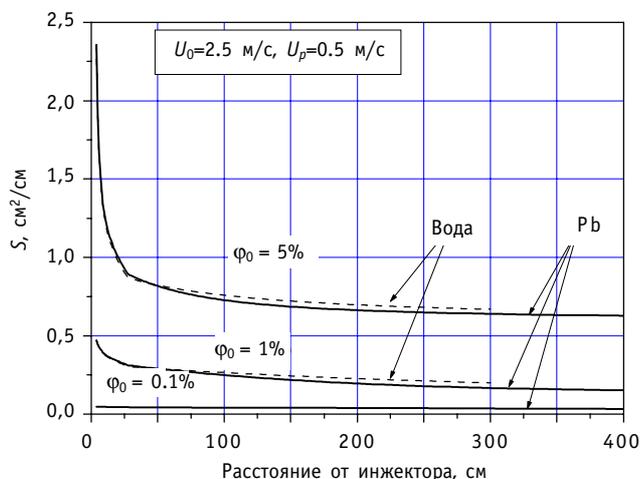


Рис. 4. Изменение площади межфазной поверхности на 1 см длины трубы в потоках свинца и воды при разных начальных содержаниях газа в инжекторе

цу длины трубы от расстояния при различных начальных газосодержаниях для воды и жидкого свинца. Видно, что максимальное увеличение радиуса пузырьков и уменьшение межфазной поверхности происходит на начальном участке струи (до 20–30 см). Далее, когда струя расширилась до диаметра трубы, процессы укрупнения пузырьков замедляются.

Расчеты среднего радиуса и площади межфазной поверхности для различных скоростей в инжекторе показали, что при больших скоростях струи средний радиус пузырьков растет быстрее на начальном участке, чем в трубе, что связано с большими градиентами скорости. При стабилизации потока, наоборот, в более скоростном потоке пузырьки проходят большее расстояние до установления предельного размера.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Анализ процессов коагуляции показывает, что при истечении монодисперсной пузырьковой смеси из инжектора в канал наиболее быстрое слияние пузырьков и формирование полидисперсного спектра размеров пузырьков происходит на начальном участке струи. Далее, вниз по потоку в канале происходит постепенное вырождение полидисперсного спектра размеров пузырей в монодисперсный спектр, соответствующий предельному размеру пузырьков, определяемому процессом дробления.

С уменьшением начального газосодержания в инжектируемой струе предельный устойчивый размер пузырьков в канале достигается на больших расстояниях от инжектора.

Замедление процесса коагуляции пузырьков и улучшение характеристик инжекторных устройств ввода восстановительных газовых смесей в поток ТЖМТ может быть достигнуто при уменьшении начального размера пузырьков и (или) при создании условий максимального расширения струи для уменьшения градиентной коагуляции.

Литература

1. Эйштейн А.Э. Смолуховский М. Броуновское движение: Сборник статей. – Л.: ОНТИ-Главная редакция общетехнической литературы, 1934.
2. Левич В.Г. Физико-химическая гидродинамика. – М.: Физматгиз, 1959.

3. *Туницкий Н.И др.* Методы физико-химической кинетики. – М.: Химия, 1972.
4. *Галкин В.А.* Уравнение Смолуховского. – М.: ФИЗМАТЛИТ, 2001. – 336 с.
5. *Уоллис Г.* Одномерные двухфазные течения. – М.: Мир, 1972.
6. *Полянин Л.Н.* Вопросы теплофизики водоохлаждаемых энергоустановок. – М.: Энергоатомиздат, 1994. – 144 с.
7. *Хинце И.О.* Турбулентность. – М.: Гос. изд. физ-мат. лит., 1963.
8. *Федотовский В.С., Бобков В.П.* О диффузии пузырьков в турбулентном потоке // ИФЖ. – 1976. – Т. 31. – № 4. – С. 678.

Поступила в редакцию 1.09.2006

УДК 621.039.51

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ И РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОВЫХ И ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В МОДЕЛИ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО МИШЕННОГО КОМПЛЕКСА МК-1

Г.П. Богословская, А.Д. Ефанов, Е.Ф. Иванов, Ю.Д. Левченко,

Ю.И. Орлов, А.П. Сорокин, В.С. Федотовский

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



Представлены результаты гидродинамических и тепловых экспериментов, выполненных в ГНЦ РФ-ФЭИ на моделях оконной мишени ускорительно-управляемой системы. В реальной установке поток сплава свинец-висмут должен обеспечивать необходимый теплосъем с мембраны и теплоотвод из объема мишени. Мишень представляет собой кольцевой канал, в котором поток теплоносителя поворачивает на 180° около мембраны и входит в центральную трубу с профилирующей решеткой.

Гидродинамические измерения выполнялись на воздушном стенде. Измерения скорости потока проводились с использованием проволочных термоанемометров, расхода – профилированных сопел и перепадов давления с помощью микроанемометров и электрических преобразователей перепадов давления. Температурные поля измерялись хромель-копелевыми термопарами.

В тепловой модели мишени использовался эвтектический натрий-калиевый сплав. Поле температур в теплоносителе измерялось подвижным термопарным зондом, температура на поверхности мембраны – подвижной термопарой.

Представлены результаты стандартной задачи по теплообмену в модели мишени, в которой приняли участие специалисты из Японии, Испании, Италии, России и Китая.

Полученные данные использованы для отработки конструкции, верификации расчетных кодов, анализа термонапряжений и прочности элементов конструкции.

ВВЕДЕНИЕ

Работы по обоснованию конструкции мишенного комплекса ускорительно-управляемой системы начались в ГНЦ РФ-ФЭИ под руководством Б.Ф.Громова в конце девяностых годов прошлого столетия [1].

Мишенный комплекс МК-1 является составной частью экспериментальной установки, создаваемой в Лос-Аламосской Национальной Лаборатории (США) для проведения испытаний в пучке протонов ускорителя LANSCE. В качестве материала

© Г.П. Богословская, А.Д. Ефанов, Е.Ф. Иванов, Ю.Д. Левченко, Ю.И. Орлов, А.П. Сорокин, В.С. Федотовский, 2007

ла мишени используется сплав свинец–висмут (Pb–Bi). Объемы ионопровода и мишени разделены тонкостенной металлической мембраной. При ядерном взаимодействии пучка протонов с материалом мишени в ней генерируется поток высокоэнергетических нейтронов. Этот процесс сопровождается объемным энерговыделением в 600 КВт, создавая высоконапряженные условия работы мембраны и других элементов конструкции мишени. Поток сплава должен обеспечивать необходимый теплосъем с мембраны и теплоотвод из объема мишени в стационарных, переходных и аварийных условиях.

Обоснование работоспособности мишени основано на расчетных и экспериментальных исследованиях [2, 3]. Экспериментальные исследования гидродинамических и тепловых процессов проводились в ГНЦ РФ-ФЭИ на специальных моделях. Контуры проточных частей экспериментальных моделей мишени полностью соответствовали конструкции мишени. Модели выполнены в масштабе 1:1.

Стандартная задача по теплообмену в модели мишени была организована в рамках совещания Международной рабочей группы по теплогидравлике усовершенствованных ядерных реакторов Международной ассоциации гидравлических исследований. В проведении расчетных исследований принимали участие специалисты из Японии, Испании, Китая, Италии и России [4–7]. Сравнительный анализ результатов расчета показал, что наблюдается расхождение рассчитанных по различным кодам распределений температуры мембраны и теплоносителя и экспериментальных данных.

Результаты использованы для отработки конструкции, верификации компьютерных кодов, анализа термонапряжений и прочности элементов конструкции.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ МОДЕЛИ МИШЕНИ

Гидродинамическая модель. Исследования гидродинамических процессов в мишени проводились на воздушном стенде на полномасштабных моделях. Экспериментальные модели были спроектированы и изготовлены разъемными. Комбинации разъемных частей обеспечивали возможность проведения измерений как на всей модели, так и в отдельных элементах проточной части.

Поток воздуха в проточной части модели мишени имел неравномерное распределение статического давления в исследуемых сечениях каналов. В связи с этим основным преобразователем скорости являлся зонд, состоящий из двух капилляров диаметром 0,8×0,1 мм. Поперечное сечение рабочей части зонда имело размеры 2,4×0,8 мм. Зонды калибровались на специальной аэродинамической установке с равномерным полем скорости низкотурбулентного потока.

Продольная составляющая воздуха регистрировалась проволочными термоанемометрами. Для измерения расходов применялись устройства в виде профилированных сопел. Перепады давления по длине участков контура модели мишени измерялись с помощью микроанометров или электрических преобразователей перепадов давления.

Модель ГДМ-4 включала половину длины кольцевого канала, поворот проточной части модели на 180 град., центральную трубу с профилирующей решеткой.

В проточной части модели в стенках четырех характерных сечений имелись по четыре отверстия диаметром 1,3 мм для измерения давлений в потоке воздуха. Расстояние между имитатором разделительной мембраны и профилирующей решеткой модели могло изменяться в диапазоне 0–10 мм.

Тепловая модель мишени. Для исследования тепловых процессов в мишени использовался эвтектический натриево–калиевый сплав (78% K; 22% Na). Теоретическим основанием для использования этого теплоносителя служит тот факт,

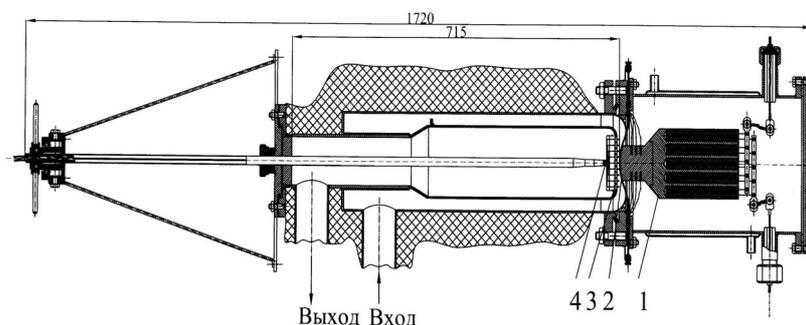


Рис.1. Продольный вид тепловой модели мишени: 1 – медный блок с никромовыми нагревателями; 2 – мембрана мишени; 3 – решетка с профилирующими отверстиями; 4 – термопарный зонд

что значения чисел Прандтля сплавов Na–K ($Pr = 0,031$ при температурах опытов) и Pb–Bi ($Pr = 0,03$ при рабочих температурах в мишени) практически совпадают. Кроме того, технология проведения эксперимента при использовании сплава Na–K значительно проще, чем в опытах с теплоносителем Pb–Bi.

Продольный разрез тепловой модели мишени дан на рис. 1. Мембрана в виде профильного диска толщиной 1,5 мм изготовлена из нержавеющей стали. К мембране припаян медный стержень диаметром 65 мм, с помощью которого осуществлялся нагрев мембраны. На поверхности мембраны, со стороны, омываемой теплоносителем, сделан полукруглый паз глубиной 0,6 мм, в котором перемещался капилляр диаметром $0,6 \times 0,1$ мм. Внутри капилляра была расположена хромель-копелевая термопара. Расстояние от центра спаев термопары до поверхности мембраны равнялось примерно 0,2 мм. В опытах была достигнута плотность теплового потока с поверхности мембраны $q_f = 86$ Вт/см².

Нагревательный узел представлял собой медный блок, в котором были просверлены 19 отверстий диаметром 19 мм и глубиной 165 мм, где и размещались нагреватели. Нагревательный блок содержал 4 никромовые спирали диаметром 4 мм, установленные в керамических втулках.

Поле скоростей потока теплоносителя в области вершины мембраны и в центральной трубе модели мишени формировалось профилирующей решеткой. В центре решетки имелось отверстие диаметром 10 мм. В центральной части решетки пористость решетки равнялась 0,5, в периферийной зоне 0,15.

Для измерения температур потока сплава Na–K в центральной трубе модели применялся подвижный зонд с расположенными на нем 21 хромель-копелевыми термопарами. Термопары располагались по двум взаимно перпендикулярным диаметрам центральной трубы. Радиальные координаты спаев термопар соответствовали центрам отверстий профилирующей решетки. Спаи термопар были расположены на огибающей линии, повторяющей профиль мембраны.

Исследуемые теплогидравлические режимы представлены в табл. 1.

ГИДРОДИНАМИЧЕСКИЕ И ТЕПЛОВЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Гидравлические потери в контуре мишени. Коэффициенты гидравлического сопротивления рассчитывались по измеренным падениям давления по длине всего контура модели мишени или отдельных участков с учетом работы расширения воздуха.

Весь контур модели мишени условно разделен на три основных участка: входной, выходной и участок поворота профилирующей решетки. Было установлено экспериментально, что режим течения (число Рейнольдса) незначительно влияет

Теплогидравлические режимы испытаний моделей мишени и работы мишени

| Характеристика | Мишень мишенного комплекса МК-1 | Гидродинамическая модель (ГДМ-1 и ГДМ-4) | Тепловая модель (ТМ) |
|----------------------------|--|--|---|
| Рабочая среда | Pb–Bi | воздух | Na–K |
| Энерговыделение в мембране | Плотность теплового потока с вершины мембраны $(q_f)_{\max} = 64 \text{ Вт/см}^2$ Полная мощность $Q_f =$ кВт | Изотермический поток воздуха | Плотность теплового потока с поверхности мембраны $q_f = 86 \text{ Вт/см}^2 = \text{const}$ Полная мощность $Q_f = 2.63 \text{ кВт}$ |
| Энерговыделение в потоке | $\approx 600 \text{ кВт}$ | | — |
| Входная температура | 320°C | 25±1°C | 35°C |
| Выходная температура | 220°C | | 35 + (1±2)°C |
| Расход | 15.0 м ³ /ч | < 1100 м ³ /ч | 7 м ³ /ч |
| Число Pr | 0,03 | Не учитывается | 0,031 |
| Число Re | 177 000 | 40 000 – 180 000 | Re = 23750 |
| Число Pe | 5310 | Не учитывается | Pe = 700 |

на значение коэффициента гидравлического сопротивления. Численно коэффициент гидравлического сопротивления определялся линейной экстраполяцией зависимости $\zeta = f(\text{Re})$, полученной в экспериментах. Для числа $\text{Re} = 177000$, характерного для мишени, значение коэффициента гидравлического сопротивления равнялось 71,0.

Для выравнивания скоростей потока перед поворотом потока к мембране была установлена шайба в кольцевом пространстве. После установки шайбы значение ζ стало равным 75,2. При этом значении ζ гидравлические потери в натурной мишени составят 0,034 МПа при расходе жидкого сплава Pb–Bi 15 м³/ч. Таким образом, значения гидравлических потерь, полученные в экспериментах на модели мишени, оказались меньшими, чем проектные для мишени ($\approx 0,05 \text{ МПа}$). Отметим, что основные гидравлические потери в мишени были сосредоточены на участке поворота потока теплоносителя к мембране и в профилирующей решетке (65%). Остальные гидравлические потери на входном и выходном участках были примерно равны между собой.

Оптимизация конструкции входного коллектора мишени. Боковой подвод теплоносителя к коллектору приводит к формированию неравномерности скоростей потока в азимутальном направлении на выходе из коллектора. Неравномерность может сохраняться на всей длине кольцевого пространства.

Были измерены скорости потока воздуха на середине кольцевого канала, а также в сечении, удаленном от поворота проточной части модели к мембране на 4-5 мм. Распределения скоростей потока воздуха, полученные на модели ГДМ-1 при $\text{Re} = 87400$, показаны на рис. 2а. Видно, что профили скорости несимметричны относительно вертикальной оси. Заметно проявлялись теневые области в потоке после дистанционирующих ребер.

Выравнивание профиля скорости потока воздуха было достигнуто с помощью серповидной шайбы, которая устанавливалась перпендикулярно к направлению потока на входе в кольцевой зазор модели. Для снижения влияния дистанционирующих ребер на распределение скоростей расстояние между задней кромкой ребер и входом участка поворота проточной части модели было увеличено до 65 мм. Профиль скорости, полученный после установки шайбы, дан на рис. 2б. Здесь для наглядности результатов масштабом являлась среднеинтегральная ско-

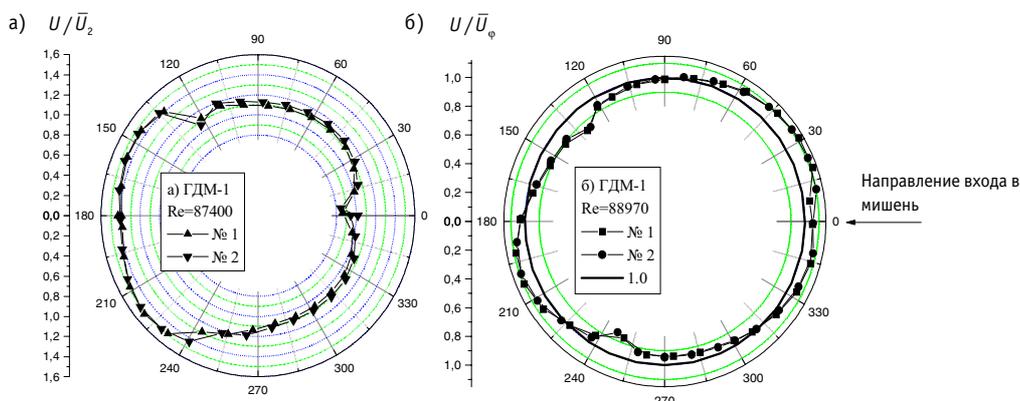


Рис. 2. Азимутальные распределения скоростей потока воздуха на середине кольцевого канала модели мишени ГДМ-1 в сечении перед поворотом к мембране до (а) и после (б) установки выравнивающей решетки

рость $\bar{U}_\varphi = \frac{1}{2\pi} \int_0^{2\pi} U d\varphi$. Видно, что максимальное превышение локальной скорости над средним значением составило 11%.

ПРОФИЛИ СКОРОСТИ ПОТОКА ВОЗДУХА В ЦЕНТРАЛЬНОЙ ТРУБЕ МОДЕЛИ МИШЕНИ

В опытах использовалась модель ГДМ-4.

Исследование полей скорости потока в центральной трубе модели проводилось для верификации расчетных кодов и проверки эффективности решетки при формировании необходимого профиля течения сплава.

В первом опыте исследовалось распределение скоростей потока воздуха вдоль оси центральной трубы. Результаты представлены на рис. 3а. Масштабом для скоростей являлась средняя скорость потока воздуха в центральной трубе \bar{U}_4 . Продольная координата «z» отсчитывалась от поверхности профилирующей решетки со стороны выхода из модели. На выходе из центрального отверстия решетки была зарегистрирована скорость потока сплава, превышавшая в 4,35 раза скорость при среднем расходе сплава. На длине первых 50 мм центральной трубы относительная скорость потока U/\bar{U}_4 снижалась

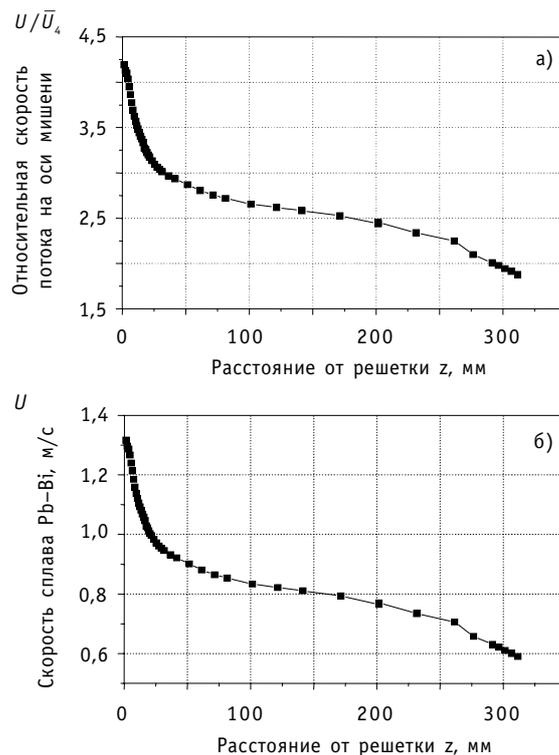


Рис.3. Результаты измерений скоростей потока воздуха на оси центральной трубы модели мишени и соответствующие скорости жидкого металла Pb–Bi в мишени (ГДМ-4; Re = 170800): а) — U/\bar{U}_4 ; б) $U_4 = 0,314$ м/с

до значения 2.8. На рис. 3б даны скорости потока сплава Pb–Bi в мишени, рассчитанные, исходя из опытных данных, полученных на модели мишени. При средней скорости сплава в центральной трубе $U_4=0,314$ м/с максимальная скорость на выходе из отверстия решетки диаметром 10 мм составляет 1,36 м/с. На расстоянии 255 мм от решетки скорость вдоль оси мишени уменьшалась до 0,71 м/с.

Радиальные профили скорости были получены для 5 поперечных сечений центральной трубы модели мишени, отстоявших от профилирующей решетки на 20, 50, 100, 160 и 255 мм. Все полученные профили скорости были практически симметричными относительно оси центральной трубы. Но следует отметить, что в сечениях при $z \geq 50$ мм профили скорости были монотонными. Наблюдалась немонотонность профиля скорости при $z = 20$ мм и отрицательные значения скоростей вблизи стенки трубы можно объяснить влиянием струйных течений из отдельных отверстий решетки. В центральной части поперечного сечения трубы сохранялись повышенные скорости. Например, в сечении с $z = 255$ мм скорость потока на оси центральной трубы примерно вдвое превышала известное из литературы стабилизированное значение. Таким образом, решетка модели мишени формировала поле скоростей с высокими значениями их вблизи оси центральной трубы.

Пульсации скорости потока сплава в центральной трубе модели мишени. Профилирующая решетка с линейными размерами отверстий $5 \div 10$ мм является источником повышенной турбулентности потока сплава. Турбулизация потока способствует выравниванию полей скорости и температуры в зоне объемного энерговыделения. Профилирующая решетка является в гидродинамическом смысле тонкой (толщина меньше удвоенного минимального диаметра отверстий, $\delta < 10$ мм) и установлена в сложной проточной части контура мишени, вблизи поворота и мембраны. Пористость решетки неравномерна вдоль радиуса. Поворот и мембрана создают радиальные составляющие вектора скорости потока, набегающего на решетку. В результате этого, даже приближенный расчет гидродинамики потока вблизи решетки является проблематичным.

Локальное безразмерное среднеквадратичное значение пульсации скорости потока рассчитывали в виде σ_u / \bar{U}_4 и σ_u / \bar{U} . Распределение $\sigma_u / \bar{U}_4 = f(z)$ вдоль оси центральной трубы дано на рис. 4а. Немонотонность кривой является результатом сложного взаимодействия эффектов струйных течений потока и переменной пористости профилирующей решетки. Максимум интенсивности пульсаций скорости соответствовал продольной координате $z \approx 20$ мм. С увеличением координаты z амплитуды пульсаций скорости уменьшались, достигая минимума на расстоянии $z = 125 \div 150$ мм от решетки. Возрастание интенсивности пульсаций на участке $z > 150$ мм объяснялось влиянием ступенчатого изменения пористости решетки (с 0,5 до 0,15), как источника повышенной турбулентности потока. С приближением к вершине мембраны $z \rightarrow -10$ мм интенсивность турбулентности потока возрастала от минимального значения при $z = 2$ мм. Наблюдался высокий уровень интенсивности турбулентных пульсаций, составлявший от 0,2 до 0,6 среднерасходной скорости потока в центральной трубе.

Зависимости $\sigma_u / U = f(z)$ даны на рис. 4б. Характер кривой по сравнению с рис. 4а не изменился, но максимальное значение интенсивности пульсации скорости оказалось вблизи вершины мембраны. По-видимому, причина этого факта заключалась в снижении скоростей и неустойчивости потока вблизи вершины мембраны.

Таким образом, важным свойством поля скоростей потока сплава в зоне объемного энерговыделения мишени является высокая интенсивность пульсаций скорости потока.

Температурное поле в модели мишени исследовалось при постоянной плотности теплового потока с поверхности мембраны, равном 86 Вт/см^2 . Это значение превышало на 30% значение локального теплового потока с вершины мембраны мишени. Законы изменения и величины тепловых потоков в модели и мишени были различными. Поэтому результаты исследований предназначены для верификации проектных кодов и выявления особенностей температурных полей в потоке теплоносителя.

В поперечных сечениях центральной трубы модели мишени, отстоящих от поверхности мембраны на расстояния от 300 до 1 мм были измерены мгновенные значения температуры в потоке жидкого металла.

Из сопоставления всех радиальных распределений температур следовало, что в центральной трубе формировался узкий «факел» горячего теплоносителя (рис. 5). По мере продвижения теплоносителя происходило быстрое размывание «факела». Перегрев теплоносителя на оси составлял $29,2^\circ\text{C}$ на расстоянии 15 мм от вершины поверхности мембраны; 11°C – на расстоянии 60 мм; 9°C – 100 мм; 5°C – 200 мм; $2,5^\circ\text{C}$ – 300 мм. Важным экспериментальным

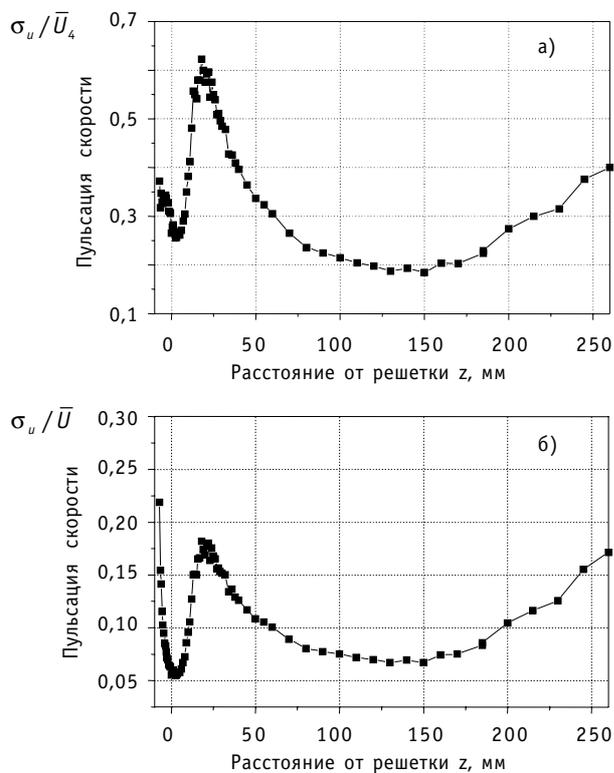


Рис. 4. Распределение пульсаций скорости на оси модели (модель ГДМ-4 $Re = 167000$): а) $\sigma_u / \bar{U}_4 = f(z)$; б) $\sigma_u / \bar{U} = f(z)$

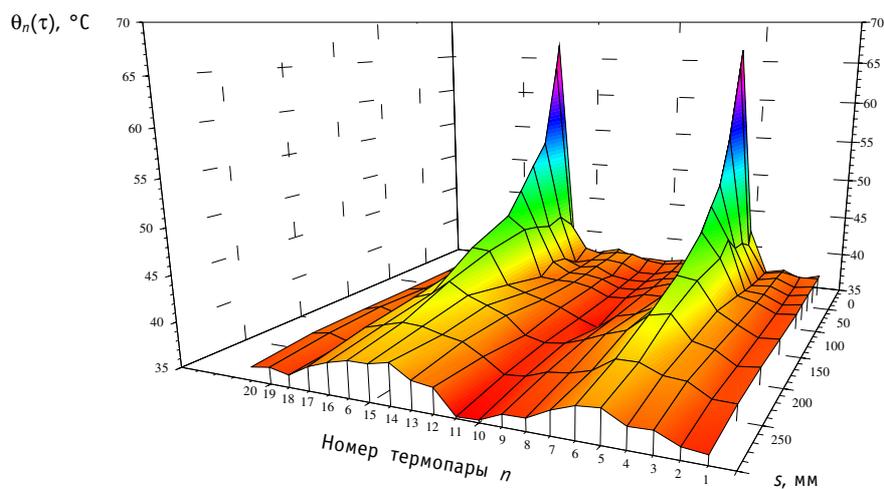


Рис. 5. Объемное представление температурного поля теплоносителя в мишени

фактом, согласовавшимся с результатами гидродинамических исследований, было обнаружение значительных флуктуаций температуры теплоносителя. Так, на расстоянии 15 мм от поверхности мембраны они достигали $(13\div 18)^\circ\text{C}$, что составляло примерно 50% от подогрева теплоносителя. При этом флуктуации температуры теплоносителя в отверстиях, смежных с центральным, были значительно меньшими и составляли $(3\div 5)^\circ\text{C}$. В потоке с высоким уровнем турбулентности осуществлялось интенсивное перемешивание теплоносителя и выравнивание радиального профиля температур.

При минимальном расстоянии от вершины мембраны 1 мм термопара регистрировала среднее квадратическое значение пульсаций температуры потока теплоносителя до 7°C . Температура потока возрастала с приближением к центру мембраны. Таким образом, характерным свойством температурного поля в модели мишени являлся уровень амплитуд пульсаций на оси центральной, соизмеримый с локальным подогревом жидкости.

Анализ изменения температуры на оси мембраны показывает (рис. 6), что в точке вершины мембраны среднее квадратическое значение пульсаций температуры σ_t имело наибольшее значение, составляя $4\div 5^\circ\text{C}$. При движении к периферии обогреваемого круга мембраны σ_t убывали. Распределения мощности сигнала мембранной термопары по частотной оси являлись типичным низкочастотным спектром с полосой порядка $(0\div 1)$ Гц.

Таким образом, установленные в опытах значительные амплитуды пульсаций температуры поверхности мембраны требуют анализа прочностных характеристик мембраны мишени при установленных в опытах циклических температурных нагрузках.

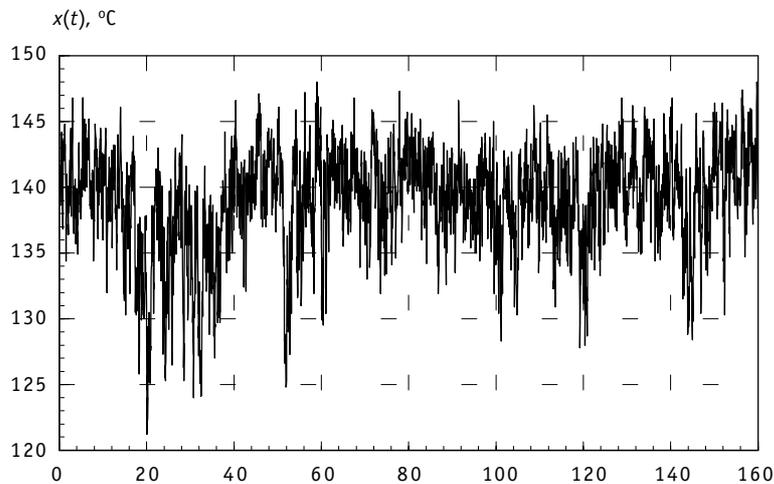


Рис. 6. Температура мембраны $x(t) = \theta_{24}(t)$ при $y = 0$ мм; $\theta_{22} = 33.0^\circ\text{C}$; $\bar{x}(t) = 139^\circ\text{C}$, $\sigma_x(t) = 3,9^\circ\text{C}$

РЕЗУЛЬТАТЫ СТАНДАРТНОЙ ЗАДАЧИ

В расчетных исследованиях по стандартной задаче приняли участие специалисты из Японии [4], Испании [5], Китая [6], Италии и России [7]. Наряду с трехмерной, использовалась и двухмерная аппроксимация задачи (табл. 2).

Сравнение расчетных и экспериментальных данных показало, что имеется значительное расхождение как рассчитанного по различным кодам распределений температуры мембраны, так и расчетного и экспериментального распределений (рис. 7). Для точного прогнозирования температуры мембраны нужны более точ-

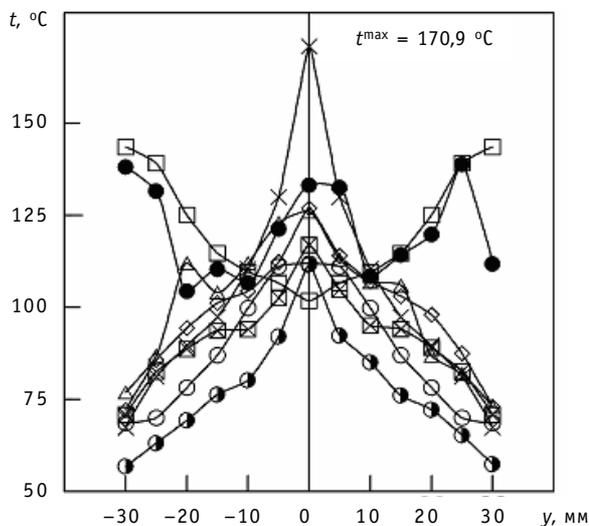


Рис. 7. Распределение температуры на поверхности мембраны, полученное экспериментально и в результате расчетов по различным кодам (y - расстояние от оси мембраны): ● - эксперимент; ▲ - FLUENT RNG; □ - STAR-CD; ◆ - AQUA-TM; ⊙ - AQUA-ASM; ⊖ - FLUENT-RSM; ⊗ - PHOENICS 3.2; × - ANSYS version 5.7.1

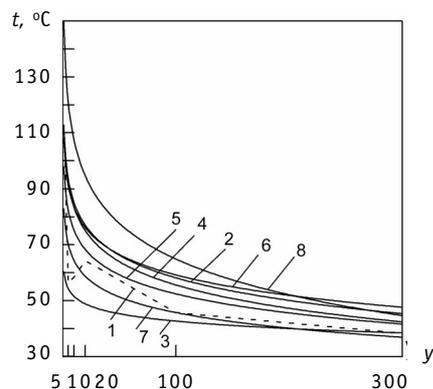


Рис. 8. Распределение температуры теплоносителя по оси модели мишени, измеренное термпарой, расположенной на оси термпарного зонда, и рассчитанное по различным кодам: 1 - эксперимент; 2 - FLUENT RNG; 3 - STAR-CD; 4 - AQUA-TM; 5 - AQUA-ASM; 6 - FLUENT RCM; 7 - PHOENICS 3.2; 8 - ANSYS версия 5.7.1

ные подходы к моделированию профилирующей решетки и условий энерговыделения на поверхности мембраны. Расчетные и экспериментальные значения температуры теплоносителя практически совпадают у всех исследователей, за исключением значений на оси канала. Причиной расхождения значений на оси канала, вероятно, является отсутствие симметрии реального течения во внутренней трубе. На рис. 8 показаны расчетные и экспериментальные распределения температуры теплоносителя по оси модели.

Кроме моделей турбулентности, представленных в табл. 2, участниками расчетов были сделаны попытки применить и другие модели. Следует отметить, что не все исследованные модели турбулентности генерировали турбулизацию потока вследствие взаимодействия струй за профилирующей решеткой, что привело к су-

Таблица 2

Коды и модели, использованные при выполнении тестовых расчетов

| Группа исследователей | Mikhin V. I. ⁷ , Vecchi M. ⁶ [5] | Chen H.Y. ¹ [4] | Pena A. ² , Castro A. ³ [3] | | Takata T. ⁴ , Yamaguchi A. ⁴ , Hashimoto A. ⁵ [2] | |
|-----------------------|--|----------------------------|---|------------------|--|--------------------|
| Компьютерный код | ANSYS version 5.7.1 | Phoenics 3.2 | FLUENT (version 5.5) [6] | STAR-CD [5] | AQUA | FLUENT version 4.8 |
| Разработчик кода | ANSYS Inc. | CHAM, | FLUENT Inc | CDL | JNS | FLUENT Inc |
| Размерность | 2 | 2 | 3 | 2 | 3 | 3 |
| Модель турбулентности | RNG $k-\epsilon$ | LVEL | $k-\epsilon$ | RNG $k-\epsilon$ | ASM | RSM |
| Модель геометрии | Решетка с отверстиями | Модель пористой среды | | | Трехмерная | Двумерная |

1 - Nuclear Reactor Thermohydraulic Laboratory, China Institute of Atomic Energy, China; 2 - The University of the Basque Country, Dpt. Nuclear Engineering & Fluid Mechanics, Spain; 3 - LAESA, Zaragoza, Spain; 4 - Japan Nuclear Cycle Development Institute, Japan; 5 - NDD Corporation, Japan; 6 - ENEA, Italy; 7 - SSC RF-IPPE, Russia.

ществленным расхождением между результатами расчетов и экспериментов.

В результате постановки и проведения стандартной задачи была создана база данных для отработки конструкции, верификации расчетных кодов, анализа термонапряжений и прочности элементов конструкции.

Литература

1. Громов Б.Ф., Ефимов Е.И., Леончук М.П. и др. Мишенный комплекс МК-1/ Пояснительная записка к техническому рабочему проекту, ГИЦ РФ-ФЭИ, № 559.1. ПЗ., 1999.
2. Voronin A.A., Ivanov Ye.F., Levchenko Yu.D., Orlov Yu.I., Sorokin A.P., Fedotovskiy V.S., Yefanov A.D. Study of thermal and Hydrodynamic Process in Experimental Target Model of NC-1 Liquid Metal Target System // American Nuclear Society, Accelerator Applications/Acceleration, Driven Transmutation Technology and Applications 01 (AccApp/ADTTA 01), Reno, Nevada, 2000.
3. Ефанов А.Д., Орлов Ю.И., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф., Богословская Г.П. Тепловые эксперименты на модели мишени для ускорительно-управляемой системы//Атомная энергия. – 2002. – Т. 93. – Вып. 5. – С. 384.
4. Takata T., Yamaguchi A., Hachimoto A. Benchmark calculation of the thermal experiments in the ADS target model/In: Meeting of Internat. Working Group on Thermohydraulics of Advanced Nuclear Reactors (Obninsk, Russia, 17-19 July, 2001). – P. 251-269.
5. Pena A., Castro A., Esteban G.A. e. a. Benchmark activities of UPV/EHU and LAESA concerning the TS-1 target system experiments/Meeting of International Working Group on Thermohydraulics of Advanced Nuclear Reactors «Thermal Hydraulics for Fast Reactors with Different Coolants» (Obninsk, Russia, 17-19 July, 2001). – Obninsk: SSC RF-IPPE, 2003. – P. 236-250.
6. Chen H.Y. Calculation results of the benchmark problem/In: Meeting of Internat. Working Group on Thermohydraulics of Advanced Nuclear Reactors (Obninsk, Russia, 17-19 July, 2001). – P. 270.
7. Mikhlin V.I., Vecchi M. Results of testing the ANSYS (part FLOTRAN) code in the ADS-target-model thermo-hydraulics calculations. ENEA, Italy (Bologna), December 2001.

Поступила в редакцию 1.09.2006

ГИДРОДИНАМИКА КОЛЛЕКТОРНЫХ СИСТЕМ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Б.Н. Габрианович, В.Н. Дельнов

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



Выполнены экспериментальные исследования по гидродинамике проточной части коллекторных систем ядерных энергетических установок. Представлены результаты этих исследований для цилиндрических и плоских раздающих коллекторных систем различных типов.

Важным элементом проточной части ядерных энергетических установок (ЯЭУ) является раздающая коллекторная система (РКС). Конструкция РКС в существенной мере определяет гидродинамику проточной части активной зоны ЯЭУ. Подвод теплоносителя на вход активной зоны осуществляется с использованием различных типов РКС. В типичных для ЯЭУ конструкциях широко используют РКС с боковым подводом и центральным отводом потока. Боковой подвод в коллектор осуществляют как по всему периметру его входной части, так и локально на отдельных участках. Кроме того, локальный подвод потока в коллектор производят под различными углами относительно продольной оси РКС.

Ряд расчетных и экспериментальных работ посвящен исследованию гидродинамики проточной части РКС [1–17].

Целью настоящей работы является изучение гидродинамических особенностей проточных частей РКС в зависимости от их конструктивных характеристик и режимных параметров потока.

ГИДРОДИНАМИКА РКС С ПОДВОДОМ ПОТОКА В КОЛЛЕКТОР ЧЕРЕЗ БОКОВОЙ КОЛЬЦЕВОЙ КАНАЛ

Проточная часть цилиндрической РКС состояла из бокового кольцевого канала, коллектора, трубного пучка с диафрагмами в выходной части и выходной камеры (рис. 1).

Проточная часть цилиндрической РКС оснащена отборами статического давления. В трубках пучка расположены трубки Пито и отборы статического давления.

Цилиндрическая РКС исследована на аэродинамическом стенде с использованием системы впуска, отбора и анализа проб. Воздух из контура аэродинамического стенда поступал в боковой канал, последовательно проходил коллектор, трубный пучок, выходную камеру и выходил из РКС.

Исследование процесса перемешивания теплоносителя выполняли с использованием методики галоидного трассера [18].

Коэффициент гидравлического сопротивления элемента проточной части цилиндрической РКС (ζ_{ij}) определяли по средней скорости воздуха во входном поперечном сечении элемента проточной части.

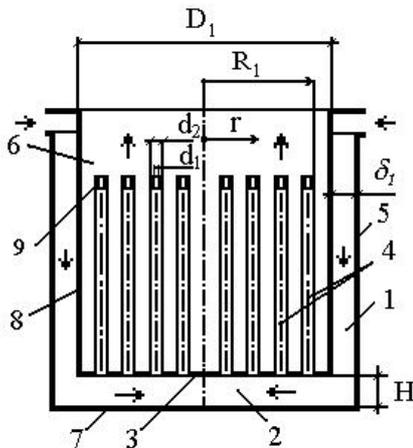


Рис.1. Конструкция цилиндрической РКС с боковым подводом потока через боковой кольцевой канал: 1 – боковой канал; 2 – коллектор; 3 – трубная доска; 4 – трубный пучок; 5 – корпус; 6 – выходная камера; 7 – днище; 8 – внутренняя обечайка; 9 – диафрагма

Для характеристики неравномерности распределения относительного массового расхода воздуха использован коэффициент неравномерности (η), представлявший собой разность между максимальным и минимальным значениями расхода.

В цилиндрической РКС при определении относительной высоты коллектора (\hat{H}) в качестве масштаба использовали ширину бокового канала (δ_1).

Плоская РКС имитировала продольное осевое сечение цилиндрической РКС с помощью плоских пластин. Проточная часть плоской РКС состояла из двух входных каналов, коллектора, каналов системы пластин и выходного канала. В РКС изменяли ширину входных каналов (δ_1), высоту коллектора (H), высоту входа в него (h), расстояние от системы пластин до торцевой части стенок выходного канала (a) и угол среза торцевой части стенок выходного

канала (φ). Коллектор имел плоское днище.

Скорость воды в каналах системы пластин измеряли датчиком типа микротурбины. Характер течения воды изучали путем фотографирования плавающих на поверхности воды элементов бумаги диаметром $1,5 \div 2,0$ мм, подаваемых во входные каналы.

В плоской РКС при определении относительных площади вихревой зоны в коллекторе (\hat{f}_v) и суммарной ширины каналов системы пластин (\hat{s}) использовали соответственно возведенную во вторую степень ширину системы пластин (L) и удвоенный определяющий размер входной части коллектора ($2\delta_0$).

Для характеристики неравномерности распределения относительной скорости воды использован коэффициент неравномерности (η), представлявший собой разность между максимальным и минимальным значениями скорости.

В результате исследования гидродинамики проточной части РКС установлено следующее.

Профиль относительного расхода воздуха (\hat{q}) в поперечном сечении трубного пучка, коэффициент неравномерности распределения расхода (η) и коэффициент сопротивления коллектора ($\zeta_{1,3}$) зависели от условий подвода воздуха в боковой канал.

В РКС с идентичными по периметру условиями подвода воздуха в боковой канал при $\hat{H} = 6,9$, числе Рейнольдса в трубном пучке (Re_3), равном $1,8 \cdot 10^4$, и коэффициенте гидравлического сопротивления выходной части РКС ($\zeta_{3,4}$), равном 13,3, распределение расхода \hat{q} было практически осесимметричным относительно продольной оси РКС (рис.2а). Максимальные расходы \hat{q} имели место в центральной части трубного пучка, а минимальные – на его периферии. Наличие относительно малых расходов \hat{q} на периферии трубного пучка обусловлено образованием на входе в периферийные трубы вихревой зоны, возникшей в результате резкого поворота в коллекторе части струи, двигавшейся с относительно высокой скоростью.

В РКС с подводом воздуха через две диаметрально противоположные идентичные четверти проходного сечения бокового канала при $\hat{H} = 3,1$; $Re_3 = 1,39 \cdot 10^4$ и $\zeta_{3,4} = 13,4$ и распределение расхода \hat{q} было несимметричным относительно про-

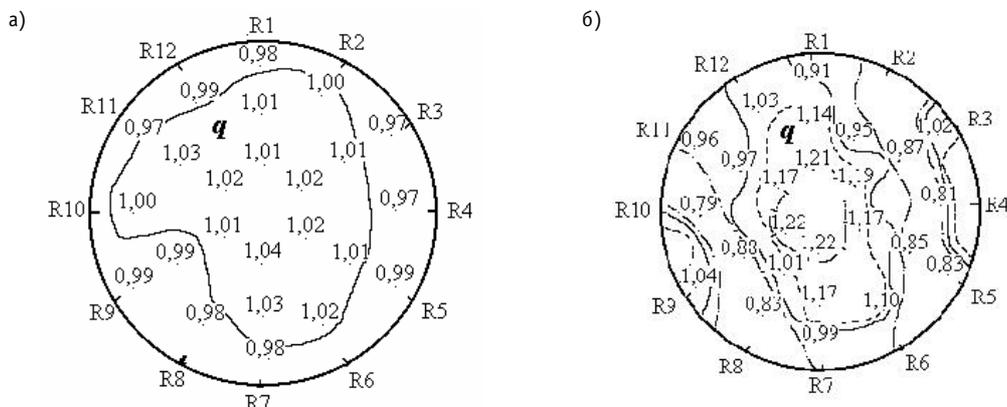


Рис. 2. Профили относительного массового расхода воздуха в трубном пучке: *а* – равномерный подвод потока через поперечное сечение бокового канала при $\hat{H}=6,9$; $\zeta_{3,4}=13,3$ и $Re_3=1,8 \cdot 10^4$; *б* – подвод потока через две диаметрально противоположные идентичные четверти проходного сечения бокового канала при $\hat{H}=3,1$; $\zeta_{3,4}=13,4$ и $Re_3=1,4 \cdot 10^4$

дольной оси РКС и имело относительно большую неравномерность (рис. 2б).

В РКС с равномерным подводом потока воздуха в боковой канал и впуске трассера по радиусу бокового канала при $\hat{H}=6,3$; $\zeta_{3,4}=13,4$ и $Re_3=1,3 \cdot 10^4$ трассер в основном попадал в трубки, лежащие в ближайшем к месту его впуска секторе, и практически не попадал в трубки, расположенные в диаметрально противоположном от места его впуска секторе. При этом в проточной части РКС установлена относительно слабая интенсивность перемешивания потока воздуха.

В опытах на плоской РКС число Рейнольдса во входном канале (Re_1) составляло $(0,83 - 3,22) \cdot 10^4$, а в каналах системы пластин (Re_2) – $(0,61 \div 2,08) \cdot 10^3$.

Траектория течения воды в коллекторе зависит от соотношений размеров δ_1, H, h и a . В РКС с высотами $\hat{H}=\hat{h}<1$ при расстоянии $\hat{a}=0$ потоки воды поступали в коллектор из входных каналов и двигались навстречу друг другу в зазоре между днищем и системой пластин, распределяясь по ее каналам.

Толщина потоков воды в коллекторе (δ_0) определялась высотой коллектора H . В РКС с $\hat{H}=\hat{h}>1$ при $\hat{a}=0$ или с $\hat{h}<1$ при $\hat{a}>0$ в коллекторе потоки воды двигались вдоль днища навстречу друг другу, в центре его сливались в один поток. Образовавшийся поток по нормали попадал в центральную часть системы пластин, делился на две части, каждая из которых двигалась в направлении периферийных каналов, одновременно распределяясь по каналам системы пластин.

Чем тоньше был поток воды, тем отчетливее проявлялось ее движение вдоль системы пластин. Толщина струи на входе в РКС (δ_0) при первом соотношении размеров коллектора соответствовала ширине входного канала δ_1 , а при втором соотношении – совпадала с высотой h . Течение воды в коллекторе характеризовалось наличием двух симметричных относительно его оси вихревых зон, расположенных на входе в периферийные каналы системы пластин.

Распределения скорости \hat{w} по каналам системы пластин были симметричными относительно продольной оси РКС и имели максимумы и минимумы соответственно в центре и на периферии.

В РКС с $\hat{a}=0$, $\hat{\delta}=0,011$; $\varphi=90^\circ$ и $Re_1=(1,8 \div 3,2) \cdot 10^4$ гидродинамика проточной части РКС определялась не только соотношением высоты коллектора (H) и ширины входного канала (δ_1), но и соотношением суммарной ширины каналов системы пластин (S) и определяющим размером входной части коллектора (δ_0).

При увеличении высоты \hat{H} и расстояния \hat{a} в диапазоне от 0,5 до 2 при ширине каналов $\hat{s} = 2$ изменения коэффициента неравномерности η сопровождались увеличением площади вихревых зон \hat{f}_v и их смещением от системы пластин. При этом гидродинамика проточной части РКС изменялась по различным закономерностям при изменении высоты \hat{H} . При увеличении высоты \hat{H} от 0,5 до 1,0 изменялся характер течения воды в коллекторе и увеличивался коэффициент неравномерности η . При дальнейшем увеличении высот \hat{H} и \hat{h} до 2,0 траектория течения воды практически не изменялась, а коэффициент неравномерности η уменьшался. При увеличении высот \hat{H} и \hat{h} от 2 до 4 при ширине $\hat{s} = 4$ коэффициент неравномерности η уменьшался. При увеличении высот \hat{H} и \hat{h} от 0,25 до 0,5 при ширине $\hat{s} = 4$ площадь практически не изменялась.

При увеличении ширины \hat{s} от 1 до 2 при высоте $\hat{H} = 1$ коэффициент неравномерности η увеличивался, а площадь \hat{f}_v уменьшалась. Аналогичные закономерности изменения для коэффициента неравномерности η отмечены при увеличении ширины \hat{s} в диапазоне от 2 до 4 при высоте $\hat{H} = 2$.

В РКС с высотами $\hat{H} = \hat{h} = 1$, расстоянием $\hat{a} = 0$, шириной $\hat{s} = 2$ и $Re_1 = (2,25 \div 2,75) \cdot 10^4$ гидродинамика проточной части РКС определялась углом скоса торцевых частей (φ) стенок выходного канала.

При увеличении угла φ в диапазоне от 30 до 90° коэффициент неравномерности η уменьшался, а площадь \hat{f}_v увеличивалась при изменении угла φ от 30 до 60° и практически не изменялась при дальнейшем увеличении φ до 90°.

В РКС с толщиной стенок $\hat{\delta} = 0,217$; $\varphi = 60^\circ$ и $Re_1 = (1,9 \div 2,4) \cdot 10^4$ гидродинамика проточной части определялась положением системы пластин в выходном канале. При увеличении расстояния \hat{a} в диапазоне от 0,14 до 0,36 при высоте $\hat{h} = 1$ коэффициент неравномерности η уменьшался, а площадь \hat{f}_v увеличивалась. Изменение расстояния \hat{a} от 0 до 0,36 при высоте $\hat{h} = 0,5$, как и в предыдущем случае, приводило к увеличению площади \hat{f}_v .

Для исследованных РКС увеличение коэффициента неравномерности η происходило за счет увеличения скорости воды в центральных каналах системы пластин и уменьшения ее в периферийных каналах.

Изменение числа Re_1 в диапазоне от $0,84 \cdot 10^4$ до $2,75 \cdot 10^4$ при $\hat{H} = 1$, $\hat{a} = 0$, $\hat{\delta} = 0,011$; $\varphi = 90^\circ$ и $\hat{s} = 1$ практически не влияло на распределение скорости по каналам системы пластин.

ГИДРОДИНАМИКА РКС С ЛОКАЛЬНЫМ БОКОВЫМ ПОДВОДОМ ПОТОКА В КОЛЛЕКТОР

В периферийной части РКС с локальным боковым подводом потока расположены каналы для подвода потока в коллектор, в поворотной части – коллектор, в центральной части – выходной патрубков с выравнивающей и измерительной решетками.

В опытах исследовали два типа цилиндрических РКС (рис. 3).

В РКС первого типа подвод потока осуществляли через входной патрубок, в РКС второго типа – через один дугообразный боковой канал. Продольная ось входного патрубка параллельна продольной оси выходного патрубка. Боковые каналы расположены в плоскости, перпендикулярной продольной оси выходного патрубка.

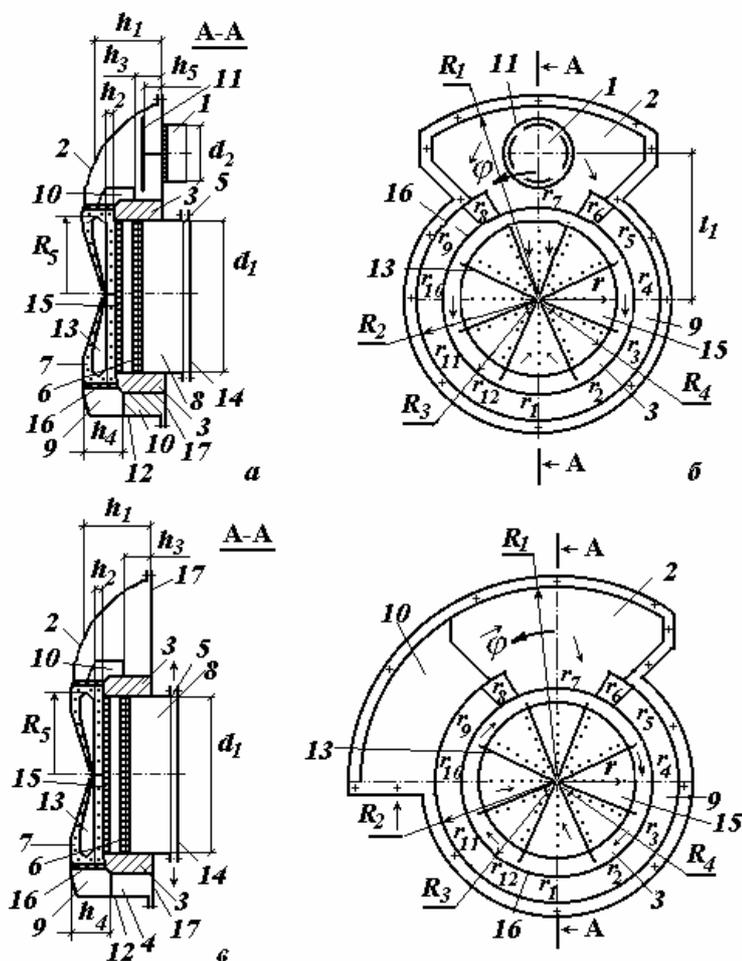


Рис.3. Конструкции цилиндрических РКС с боковым подводом и центральным отводом потока через выравнивающую решетку: а и б – РКС первого типа; в и г – РКС второго типа; а, в – вид на РКС со стороны дна; б, г – продольное осевое сечение РКС: 1 – входной патрубок; 2 – днище; 3 – вставка; 4 – боковой канал; 5 – цилиндрический зазор; 6 – измерительная решетка; 7 – коллектор; 8 – выходной патрубок; 9 – раздающий канал; 10 – вытеснитель; 11 – распределитель; 12 – корпус; 13 – рассекаТЕЛЬ; 14 – отбойник; 15 – выравнивающая решетка; 16 – перфорированная обечайка; 17 – крышка

В опытах воздух из контура аэродинамического стенда через входной патрубок (РКС первого типа) или через боковой канал (РКС второго типа) выходил в коллектор. Для РКС двух типов траектории дальнейшего движения потока идентичны. Из коллектора поток последовательно проходил через отверстия выравнивающей и измерительной решеток, попадал в выходной патрубок и через цилиндрический зазор между торцевой частью выходного патрубка и отбойником выходил из РКС.

Все типы РКС имели следующие относительные размеры: $\hat{d}_2 = 0,5$; $\hat{h}_3 = 0,175$; $\hat{h}_5 = 0,12$; $\hat{l}_1 = 0,96$; $\hat{R}_1 = 2,57$; $\hat{R}_2 = 0,886$; $\hat{R}_3 = 0,66$; $\hat{R}_4 = 0,51$; $\hat{R}_5 = 0,53$. При определении относительных размеров РКС в качестве масштабного фактора использован внутренний диаметр выходного патрубка (d_1). При этом средний коэффициент пористости перфорированной обечайки (ϵ) составлял 0,39. Причем от места входа в коллектор до

наиболее удаленной от него части коллектора коэффициент ϵ увеличивался с 0,20 до 0,59.

Датчики статического давления установлены во входном патрубке и выходном патрубке (в полости между выравнивающей и измерительной решетками).

В отверстия измерительной решетки выведены плоские датчики скорости. На каждом из 12 радиусов, расположенных с равномерным шагом по углу, установлено по семь датчиков, включая датчик в центре решетки.

В опытах исследовали две плоские РКС, имитировавшие половину продольного осевого сечения цилиндрической РКС, проходящего через осевую линию входного патрубка. В плоских РКС цилиндрические элементы проточной части РКС заменяли плоскими каналами, образованными пластинами одинаковой высоты, у которых верхние торцы свободны, а нижние торцы размещены на общем основании.

Проточная часть РКС всех типов состояла из входного канала, имитировавшего входной патрубков, коллектора, шести каналов системы пластин, имитировавшей выравнивающую решетку, и выходного канала. Каналы системы пластин образованы системой вертикальных параллельных пластин.

Конструкции плоских РКС первого и второго типов соответствовали конструкциям вар.2 и 1 цилиндрической РКС первого типа.

В опытах вода из раздаточного коллектора гидрлотка попадала во входной канал РКС, поступала в коллектор, распределялась по каналам системы пластин и через боковой канал выходила в сборный коллектор гидрлотка.

Гидравлические и конструктивные характеристики проточной части цилиндрических РКС рассчитывали следующим образом.

Определение коэффициента гидравлического сопротивления участка проточной части между входным каналом и выходным патрубком ($\zeta_{1,2}$) и участка проточной части между выходным патрубком и помещением стендового зала ($\zeta_{2,3}$) выполняли с использованием средней скорости воздуха в выходном патрубке. При определении относительного коэффициента гидравлического сопротивления коллектора ($\hat{\zeta}_{1,2}$) в качестве масштабного фактора принят коэффициент гидравлического сопротивления ζ_0 . Для РКС первого и второго типов в качестве коэффициента ζ_0 приняты коэффициенты гидравлического сопротивления $\zeta_{1,2}$, полученные соответственно для вар. 1 и 5.

Коэффициент неравномерности распределения относительного массового расхода воздуха в измерительной решетке (η) представлял собой разницу между максимальным и минимальным значениями относительного расхода.

В результате исследования гидродинамики цилиндрической РКС первого типа установлено следующее.

При подводе потока в коллектор без дополнительных конструктивных элементов через входной патрубок (вар. 1) при $\zeta_{2,3} = 91,6$ и $Re_2 = 5,14 \cdot 10^5$ распределения относительной скорости (\hat{w}) были относительно симметричными относительно центра измерительной решетки (рис. 4а), а коэффициенты η и $\hat{\zeta}_{1,2}$ составляли соответственно 0,38 и 1,00.

При размещении в РКС без дополнительных конструктивных элементов (вар. 1) распределителя (вар. 2) при $\zeta_{2,3} = 91,6-92,8$ и $Re_2 = (4,82-5,14) \cdot 10^5$ уменьшение коэффициента неравномерности η в 1,22 раза сопровождалось увеличением коэффициента $\hat{\zeta}_{1,2}$ в 1,40 раза.

При установке в РКС без дополнительных конструктивных элементов (вар.1) распределителя, перфорированной обечайки и рассекателя на расстоянии $\hat{h}_2 = 0,009$ (вар.3) при $\zeta_{2,3} = 92,8-97,4$ и $Re_2 = (4,50-5,14) \cdot 10^5$ коэффициент η практически не изменялся, а коэффициент $\hat{\zeta}_{1,2}$ увеличивался примерно в 1,64 раза.

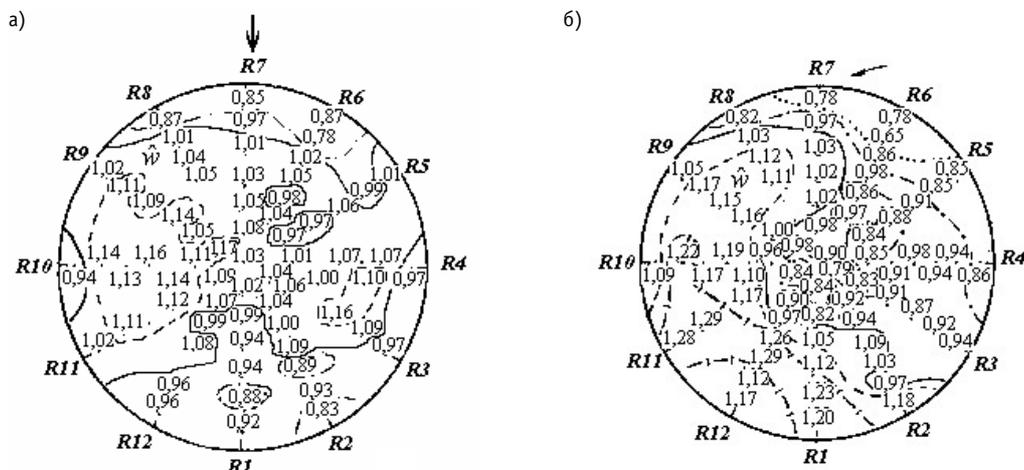


Рис.4. Распределения относительной скорости потока в каналах измерительной решетки для различных вариантов: **а** – РКС первого типа вар.1. ($Re_2=5,14 \cdot 10^5$; $\zeta_{2,3} = 91,6$); **б** – РКС второго типа вар.5 ($Re_2=2,56 \cdot 10^5$; $\zeta_{2,3} = 103,5$)

При размещении в РКС с распределителем (вар. 2) перфорированной обечайки и рассекателя (вар.3) при $\hat{h}_2 = 0,009$, $\zeta_{2,3} = 92,8-97,4$ и $Re_2=(4,50-4,82) \cdot 10^5$ коэффициенты η и $\hat{\zeta}_{1,2}$ увеличивались соответственно в 1,13 и 1,17 раза.

В РКС с распределителем, перфорированной обечайкой и рассекателем при $\hat{h}_2=0,02$ и $Re_2=(4,58-4,62) \cdot 10^5$ (вар. 4) при уменьшении коэффициента $\zeta_{2,3}$ от 97,7 до 4,2 коэффициенты η и $\hat{\zeta}_{1,2}$ увеличивались соответственно в 1,42 и 1,02 раза.

В РКС с распределителем, перфорированной обечайкой и рассекателем при $\hat{h}_2=0,009$ и $\zeta_{2,3} = 94,7-97,4$ (вар. 3) уменьшение числа Re_2 от $4,5 \cdot 10^5$ до $1,64 \cdot 10^5$ сопровождалось уменьшением коэффициентов η и $\hat{\zeta}_{1,2}$ соответственно в 1,09 и 1,03 раза.

Из четырех исследованных конструкций РКС первого типа оптимальное сочетание гидродинамических характеристик имела проточная часть РКС вар. 1.

В результате исследования гидродинамики проточной части цилиндрической РКС второго типа установлено следующее.

При подводе потока в коллектор без дополнительных конструктивных элементов через боковой канал (вар. 5) при $\zeta_{2,3}=103,5$ и $Re_2 = 2,56 \cdot 10^5$ отсутствовала симметрия распределения скорости, свидетельствующая, вероятно, о круговой закрутке потока в коллекторе (рис. 4б). В РКС коэффициенты η и $\hat{\zeta}_{1,2}$ составляли соответственно 0,64 и 5,01.

При установке в РКС без дополнительных конструктивных элементов (вар. 5) перфорированной обечайки и рассекателя (вар. 6) при $\zeta_{2,3} = 90,5-103,5$ и $Re_2=(2,46-2,46) \cdot 10^5$ отмечено снижение коэффициента η в 1,28 раза и увеличение коэффициента $\hat{\zeta}_{1,2}$ в 1,14 раза.

В результате исследования гидродинамики проточной части плоских РКС установлено следующее.

Характер течения воды в РКС, распределение относительной скорости (\hat{w}) и коэффициенты неравномерности этих распределений (η) определялись конструкцией РКС.

В РКС первого и второго типов распределения скорости \hat{w} по каналам системы пластин были неравномерными. При этом в РКС первого и второго типов максимальная скорость отмечена соответственно в периферийных и центральных каналах системы пластин. В РКС второго типа имело место относительно равномерное распределение

скорости \hat{w} .

В РКС второго типа без дополнительных конструктивных элементов на входе в периферийные каналы системы пластин и под торцом стенки, разделяющей подводящий и отводящий канал, зафиксированы вихревые зоны.

В РКС первого типа с распределителем, кроме двух упомянутых вихревых зон, имела место третья зона, расположенная в зазоре между днищем и распределителем.

Из двух исследованных РКС проточная часть РКС второго типа без дополнительных конструктивных элементов имела наиболее равномерное распределение скорости \hat{w} по каналам системы пластин. Коэффициент η при этом составлял 0,75.

В результате исследований установлено, что распределение скорости по каналам системы пластин плоской РКС первого типа с распределителем при $Re_2=0,79 \cdot 10^4$ и по радиусу измерительной решетки цилиндрической РКС (вар.2) при $Re_2=0,79 \cdot 10^4$ качественно совпадали друг с другом. Аналогичный факт установлен и при сравнении друг с другом распределений \hat{w} по каналам системы пластин плоской РКС второго типа при $Re_2=0,79 \cdot 10^4$ и по радиусу измерительной решетки цилиндрической РКС (вар. 1) при $Re_2=5,14 \cdot 10^5$. Таким образом, результаты по распределению скорости \hat{w} по каналам системы пластин могут быть использованы для приближенной оценки характера распределения скорости по радиусу измерительной решетки в цилиндрической РКС идентичной конструкции.

Литература

1. Кузнецов Н.М., Наседкин С.П., Демура В.Т. К вопросу о расчете кругового раздаточного коллектора//Теплообмен в энергооборудовании АЭС. – Л., 1986. – С. 137-143.
2. Кумаев В.Я., Леончук М.П., Швецов Ю.Е., Дворцова Л.И. Расчет течения теплоносителя в напорном коллекторе ядерного реактора/Препринт ФЭИ-1674. – Обнинск: ФЭИ, 1985.
3. Номофилов Е.В., Романова Т.М. Исследование некоторых особенностей течения жидкости в прямоугольном и цилиндрическом раздаточном коллекторах/Препринт ФЭИ-647. – Обнинск: ФЭИ, 1975.
4. Абрамович Г.Н. Теория турбулентных струй. – М.: Гос. изд-во физ.-мат. литературы, 1960.
5. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Гидродинамические неравномерности теплоносителя на входе в активную зону ядерного реактора, обусловленные коллекторным эффектом//Атомная энергия (в печати).
6. Кузнецов Н.М., Наседкин С.П., Демура В.Т. Исследование взаимодействий струйных и вихревых течений в опускном канале и напорной камере реактора//Теплообмен в энергооборудовании АЭС. – Л., 1986. – С. 119-124.
7. Меерович И.Г., Мучник Г.Ф. Гидродинамика коллекторных систем. – М.: Наука, 1986.
8. Калинин Р.И., Демура В.Т. Гидродинамика теплообменных аппаратов с распределенным подводом теплоносителя/Сб. докладов Межотраслевой конф. «Теплофизические исследования – 82». – Обнинск, 1983. – С. 148-156.
9. Кумаев В.Я., Тревгода М.М., Ипатов Г.Ф. и др. Экспериментальный стенд для исследования гидродинамических характеристик входных устройств ядерных реакторов/Препринт ФЭИ-1562. – Обнинск: ФЭИ, 1984.
10. Гусев Б.Д., Калинин Р.И., Благовещенский А.Я. Гидродинамические аспекты надежности современных энергетических установок. – Л.: Энергоатомиздат (Ленингр. отд-е), 1989.
11. Олейник В.Н., Лимарь Н.Н. Определение параметров потока в плоском раздаточном коллекторе /Тр. Ленингр. инст-та водного транспорта. – Вып. 162. – Л.: Транспорт, 1978.
12. Фомичев М.С. Экспериментальная гидродинамика ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
13. Митенков Ф.М., Головкин В.Ф., Ушаков П.А., Юрьев Ю.С. Проектирование теплообменных аппаратов АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1966.
14. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение, 1975.

15. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы)/Под общ. ред. П.Л. Кириллова. – М.: Энергоатомиздат, 1984.

16. Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н. Исследование перемешивания теплоносителя в раздающих коллекторных системах быстрых реакторов и ВВЭР//Атомная энергия. – 1994. – Т. 77. – Вып.5. – С. 340-344.

17. Безруков Ю.А., Драгунов Ю.Г., Логвинов С.А., Ульяновский В.Н. Исследование перемешивания потоков теплоносителя в корпусе ВВЭР//Атомная энергия. – 2004. – Т.96. – Вып.6. – С.432-440.

18. Габрианович Б.Н., Рухадзе В.К., Дельнов В.Н. Методика исследования процессов перемешивания и времени движения теплоносителя в теплообменном оборудовании с использованием метода галоидного трассера//Теплоэнергетика. – 1995. – №7. – С.60-64.

Поступила в редакцию 1.09.2006

РАДИАЦИОННАЯ СТОЙКОСТЬ ГИДРИДОВ ЦИРКОНИЯ И ИТТРИЯ С ДОБАВКАМИ ЭРБИЯ, БОРА И ГАДОЛИНИЯ

Н.Г.Примаков, Г.А. Биржевой, В.А. Руденко, В.В. Казарников

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



Приведены результаты исследования радиационной стойкости гидридов сплавов цирконий–эрий и цирконий–бор (двухфазные по составу) и гидридов сплавов иттрий–гадолиний (твердые растворы замещения) после облучения в реакторе БР-10 до флюенсов $3 \cdot 10^{25}$ н/м² при температурах до 430°C. Показано, что набухание гидридов иттрий–гадолиний в три раза выше по сравнению с набуханием гидроксида циркония.

ВВЕДЕНИЕ

Гидриды переходных металлов относятся к фазам внедрения. При содержании водорода, близком к стехиометрическому, они имеют гранецентрированную кубическую решетку, в межатомных пустотах которой располагаются атомы водорода. Такие соединения рассматриваются как источники чистого водорода и его изотопов, возможные компоненты ракетного топлива, аккумуляторы солнечной энергии для космических установок, эффективные материалы замедлителя, отражателя и биологической защиты в ядерно-энергетических установках [1].

Изучение поведения под облучением гидридов металлов, в состав которых входят атомы с сильно различающимися размерами и электронной структурой, представляет интерес для радиационного материаловедения. Информация по этому вопросу ограничена в основном результатами исследований радиационных повреждений в гидроксидах циркония [2, 3, 4, 5–7] и иттрия [8]. Влияние радиации на трехкомпонентные гидридные фазы рассмотрено в единственной работе [1].

В то же время известно, что легирование материалов малыми добавками, в частности, РЗМ или бором влияет на их радиационную стойкость [9].

В данной работе приводятся результаты исследований гидридов сплавов цирконий–эрий и цирконий–бор (двухфазные по составу) и сплавов иттрий–гадолиний (структура твердого раствора замещения) после облучения в реакторе БР-10 до флюенсов 3×10^{25} н/м² ($E > 0,1$ МэВ) при температурах до 430°C.

Легирующие компоненты в этих материалах имеют большое сечение поглощения тепловых нейтронов. Испускание гамма-квантов по (n, γ) и α -частиц по (n, α) реакциям сопровождается появлением ядер отдачи, что приводит к влиянию тепловой части спектра нейтронов реактора на создание радиационных повреждений [10]. Одной из задач исследования было получение экспериментального под-

тверждения влияния ядер отдачи на повреждаемость структуры рассматриваемых гидридов.

ПРИГОТОВЛЕНИЕ ОБЪЕКТОВ ИССЛЕДОВАНИЯ И УСЛОВИЯ ОБЛУЧЕНИЯ

Сплавы цирконий–эrbий (до 20% масс.), цирконий–бор (до 1,3% масс.), иттрий–гадолиний (до 35% масс.) получали на водоохлаждаемом медном поду в дуговой печи с нерасходуемым электродом. Использовались иодидный цирконий, эrbий марки ЭРМ-1 (с примесью до 1% масс. кислорода), иттрий ИМ-1, дистиллированный гадолиний и аморфный бор. Гидриды всех сплавов получались методом сквозного насыщения водородом [12].

Для облучения были изготовлены образцы в виде цилиндров диаметром 7,20 и длиной 30,0 мм и прямоугольных призм $3 \times 3 \times 38$ мм³. Цилиндрические образцы упаковывались в герметичные капсулы из нержавеющей стали. Призмы помещались в контейнеры из алюминия, которые укладывались в чехлы из стали типа ОХ18Н10Т. Для облегчения теплосъема свободное пространство внутри капсул засыпалось молибденовой крупкой, а внутри чехлов – графитом.

Облучение проводилось в реакторе БР-10 в диапазоне температур 320–430°С до флюенса 3×10^{25} н/м² ($E > 0,1$ МэВ).

После облучения алюминиевая оболочка удалялась растворением в щелочи. Предварительно было установлено, что контакт исследованных образцов со щелочью не влияет на состояние их поверхности и свойства.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

По данным рентгеновского фазового анализа для всех исследованных составов было обнаружено существование квазитвердого раствора эrbия в цирконии, хотя по данным работы [11] растворимость его при комнатной температуре должна быть около 0,1% масс.

Сплавы иттрий–гадолиний имели структуру твердого раствора замещения.

Исследования гидридов сплавов цирконий–эrbий и цирконий–бор в исходном состоянии выявили ряд их особенностей по сравнению с нелегированным гидридом циркония:

- уменьшение, более чем на порядок, размера зерен;
- наличие мелкодисперсных выделений дигидрида и оксида эrbия в гидридах с эrbием и диборида циркония в гидридах с бором;
- возрастание микротвердости;
- снижение величины давления диссоциации водорода;
- уширение линии ЯМР протонов;
- возникновение в спектре внутреннего трения двух дополнительных пиков;
- появление минимума (при ~2% масс. эrbия) на кривой зависимости электросопротивления от содержания эrbия.

Первые две особенности отражают изменение микроструктуры в результате легирования. Остальные связываются, в основном, с возникновением ограниченного твердого раствора замещения эrbия в эpsilon-фазе гидрида циркония. Такое заключение подтверждается данными рентгеноспектрального анализа.

Отметим, что в условиях приготовления сплавов ($T_{пл} \sim 2100$ К) должно происходить раскисление циркония [13] ($\Delta G_{2100}^0 = -1160$ и -700 кДж/моль для оксидов эrbия и циркония соответственно). Раскисление при сплавлении с РЗМ наблюдалось для многих тугоплавких материалов [14]. Следовательно, содержание кислорода, растворенного в ϵ -гидриде циркония при легировании эrbием, должно понизиться.

Известно [15], что при наличии кислорода в решетке гидрида циркония вероятность заполнения тетрапор в первой координационной сфере вокруг атома кислорода уменьшается, а давление диссоциации гидрида растет. Поэтому выход кислорода из твердого раствора в эpsilon-фазе должен снизить давление диссоциации водорода [16]. При этом также уменьшается электросопротивление.

Фазовый состав изученных гидридов сплавов Zr–Er может быть представлен в виде $Zr(Er)H_{1.90} + ErH_{2-d} + Er_2O_3$ с параметрами кристаллических решеток: для эpsilon-фазы гидрида циркония $a = 4,971 \text{ \AA}$, $c = 4,445 \text{ \AA}$, для дигидрида эрбия $a = 5,119 \text{ \AA}$ и его оксида $a = 10,55 \text{ \AA}$. Гидриды сплавов цирконий–бор имели фазовый состав $ZrH_{1.90} + ZrB_2$. Гексагональный диборид циркония имел параметры $a = 3,169 \text{ \AA}$ и $c = 3,530 \text{ \AA}$.

Гидриды сплавов иттрий–гадолиний представляли собой твердые растворы замещения гадолиния в металлической подрешетке дигидрида иттрия. Параметры ГЦК-решетки увеличивались от $a = 5,209 \text{ \AA}$ для гидрида иттрия до $a = 5,222 \text{ \AA}$ и $a = 5,235 \text{ \AA}$ при содержании в нем 17 и 35% масс. гадолиния соответственно.

Внешний вид всех образцов после облучения сохранился, содержание водорода в образцах не изменилось.

Исследования свойств облученных материалов включали измерение геометрических размеров ($\pm 0,02 \text{ мм}$), плотности (в четыреххлористом углероде и в дистиллированной воде с погрешностью 0,06%), электросопротивления ρ (погрешность 1%), микротвердости H_{μ} ($\pm 80 \text{ МПа}$) и параметров кристаллической решетки ($\pm 0,0001 \text{ \AA}$). Результаты исследований гидридов сплавов представлены в табл. 1.

Таблица 1

Изменение свойств гидридов сплавов цирконий–эрбий после облучения

| № п/п | Содержание эрбия, масс. % | Условия облучения | | $\Delta V/V, \% \text{ отн.}$ | $\rho, \text{ мкОм}\cdot\text{см}$ | | $H_{\mu}, \text{ МПа}$ | |
|-------|---------------------------|--------------------------------|-----------------------------|-------------------------------|------------------------------------|-------|------------------------|------|
| | | $\times 10^{25} \text{ н/м}^2$ | $T, \text{ }^\circ\text{C}$ | | Исх. | Обл. | Исх. | Обл. |
| 1 | 0 | 2,8 | 380 | 1,0 | 38,1 | 58,6 | 1420 | 1960 |
| 2 | 0,5 | 1,5 | 360 | 0,24 | 36,1 | 69,1 | | |
| 3 | 2,2 | 1,8 | 380 | 0 | 31,4 | 71,7 | | |
| 4 | 4,4 | 2,2 | 420 | 0,64 | 40,0 | 76,0 | | |
| 5 | 7,0 | 2,0 | 400 | – | 59,3 | 97,5 | | |
| 6 | 9,8 | 2,5 | 430 | – | 66,1 | 103,4 | 1570 | 2940 |
| 7 | 19,7 | 1,3 | 320 | 0,90 | | | | |

Из данных табл. 1 следует, что во всем диапазоне концентраций эрбия распухание гидридов сплавов ($\Delta V/V$) ниже, чем эpsilon-фазы гидрида циркония, а при содержании около 2 масс. % оно минимально.

Наличие эрбия в твердом растворе, значительное уменьшение размера зерна и появление мелкодисперсных выделений приводят к повышению стойкости гидридов сплавов к воздействию радиации, что отмечается и для других материалов с добавками РЗМ [9].

Увеличение распухания с ростом концентрации выше 2% масс. связано с вкладом возрастающих количеств (до ~12% об.) дигидрида и оксида эрбия, радиационная стойкость которых, вероятно, хуже, чем гидридциркониевой матрицы. Из табл. 1 также следует, что электросопротивление облученных гидридов сплавов с эрбием возрастает, причем вид концентрационной зависимости электросопротивления от содержания эрбия сохраняется.

Результаты исследований свойств гидридов сплавов иттрий–гадолиний после облучения и условия испытаний приведены в табл. 2.

Таблица 2

Свойства гидридов сплавов иттрий-гадолиний после облучения

| № п/п | Содержание Gd в гидриде, масс. % | Условия облучения | | $\Delta V/V$, % отн. | ρ , мкОм·см | |
|-------|----------------------------------|-----------------------------------|----------|-----------------------|------------------|------|
| | | $\times 10^{25}$ н/м ² | T , °С | | Исх. | Обл. |
| 1 | 0 | 1,3 | 320 | 0,32 | 13,5 | – |
| 2 | 17 | 1,3 | 320 | 1,10 | 24,6 | 27 |
| 3 | 17 | 3,0 | 375 | 0,52 | 24,6 | 22,4 |
| 4 | 35 | 1,3 | 320 | 1,79 | 35,0 | – |

Из данных табл. 2 видно, что облучение флюенсом $1,3 \times 10^{25}$ н/м² при $T = 320^\circ\text{C}$ приводит к пятикратному возрастанию объемных изменений при увеличении содержания гадолиния в гидриде сплава до 35% масс. Повышение температуры облучения на 55°C вдвое снижает распухание (табл. 2). Однако несомненным является факт ухудшения радиационной стойкости твердых растворов замещения гадолиния в гидриде иттрия с увеличением содержания гадолиния.

Практически не наблюдается влияния облучения на электросопротивление гидридов сплавов иттрий–гадолиний. Обычно изменение этого параметра связывают с возникновением дефектов в водородной подрешетке [5]. Особенно существенно влияние облучения на электросопротивление при составах, близких к стехиометрическим (в нашем случае показатель нестехиометрии δ близок к 0,02). Можно полагать, что подрешетка неметаллических атомов в гидридах сплавов обладает большей стабильностью.

Отсутствие изменений параметров кристаллической решетки свидетельствует о малой концентрации точечных дефектов в исследованных образцах гидридов сплавов со структурой твердого раствора замещения. По-видимому, основная доля наблюдаемых объемных изменений связана преимущественно с образованием пор.

Облучение нейтронами гидридов сплавов Zr–В привело, в отличие от гидридов с (n- γ) поглотителями, к изменению периодов кристаллической решетки, тетрагональности (c/a) и объема элементарной ячейки всех составляющих фаз за счет межузельных атомов He и Li, образовавшихся в результате (n, α)-реакции. В табл. 3 приведено изменение удельного электросопротивления и распухание образцов гидридов сплавов цирконий–бор в зависимости от содержания бора. С ростом числа делений V^{10} (увеличение содержания бора в сплаве) распухание увеличивается. Исследование с помощью электронного микроскопа позволило выявить в облученных образцах этой композиции две зоны общей шириной до 3,5 мкм вокруг выделений ZrB_2 , причем ширина зоны, ближайшей к ZrB_2 , достигает 2 мкм. Из-за практически нулевой растворимости бора в цирконии [22] He и Li будут накапливаться только в выделениях ZrB_2 и в окружающей их гидридной матрице. Отсут-

Таблица 3

Свойства гидридов сплавов цирконий–бор после облучения

| № п/п | Образец | $T, ^\circ\text{C}$ | 10^{25} н/м^2 | $\Delta\rho, \text{ МКОМ}\cdot\text{СМ}$ | $\Delta V/V, \%$ |
|-------|--------------------|---------------------|-------------------------|--|------------------|
| 1 | ZrH _{1,9} | 320 | 1,28 | – | 0,56 |
| 2 | Zr–H–0,45%B | 320 | 1,28 | – | 0,61 |
| 3 | Zr–H–0,95%B | 320 | 1,28 | 25,8 | 0,91 |
| 4 | Zr–1,3% B | 320 | 1,28 | 26,4 | 0,95 |

ствие изменения общей ширины зоны вокруг этих частиц в процессе отжига свидетельствует о том, что продукты деления изотопа В¹⁰ не диффундируют в гидридной матрице при температурах до 600°C. Значительные объемные изменения, например, в сплаве Zr–1,3%B, облученном в реакторе БР-10, наблюдались лишь при отжиге при 900°C и достигали 28% при 1200°C [23].

Из данных табл. 1 и 2 следует, что радиационное распухание гидрида иттрия примерно в три раза ниже, чем эpsilon-фазы системы цирконий–водород, что, вероятно, связано с более высокой симметрией кристаллической решетки гидрида иттрия. Но при всех исследованных концентрациях РЗМ объемные изменения гидридов сплавов иттрий–гадолиний превышают распухание гидридов сплавов цирконий–эrbий и цирконий–бор. Это является следствием того, что повреждающая способность атомов отдачи гадолиния в твердом растворе замещения в гидриде иттрия выше по сравнению с атомами отдачи эrbия в гидридах сплавов цирконий–эrbий и α -частиц в гидриде Zr–B–H.

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

В доступной для ознакомления литературе влияние облучения на гидриды металлов рассматривалось через посредство дефектов, создаваемых быстрыми нейтронами. По модели TRN-стандарт [17] нами было оценено число смещений атомов циркония в гидридной фазе при флюенсе $2,8 \times 10^{25} \text{ н/м}^2$ в спектре реактора БР-10. Оно составляет примерно 2 сна.

Вычисление величин энергий атомов отдачи $E_{\text{отд}}$ проводилось по методике [18]. Значения энергий γ -квантов E_{γ}^{max} брались из работы [19].

Число возникающих смещений определяется энергией смещения E_d , зависящей от энергии связи Me–Me (для титана $E_d = 29 \text{ эВ}$). Но значения энергий взаимодействия Me–Me в гидридных фазах могут отличаться от значений, характерных для металлов. С использованием температурно-концентрационных зависимостей давления диссоциации водорода в системе цирконий–водород статистико-термодинамическим методом [20] было найдено, что $E_{\text{Zr–Zr}}$ в гидридной фазе примерно вдвое ниже, чем в металлическом цирконии. Такое соотношение энергий связи коррелирует с возрастанием минимум в 1,5 раза [1] КТР в гидриде циркония.

Принято [21], что $E_d \sim 4E_c$, где E_c – энергия связи; для тугоплавких металлов $E_c \sim 5\text{--}6 \text{ эВ}$. Учитывая сказанное выше, можно принять, что в гидридах металлов $E_c \sim 3 \text{ эВ}$ ($E_d \sim 12 \text{ эВ}$). Эта величина использовалась для определения максимального числа смещений ν за счет ядер отдачи.

Скорость создания смещений пропорциональна произведению $E_{\text{отд}} \times \sigma$, где σ – усредненное по спектру нейтронов сечение (n, γ)-реакции. Для естественной смеси изотопов гадолиния и эrbия величины σ составляют примерно 36 и 10 барн соответственно, тогда как для остальных элементов эта величина по крайней мере

Таблица 4

Вклад ядер отдачи в образование повреждений в гидридах металлов

| Элемент | Y | Zr | Gd | Er |
|--|------|------|------|------|
| E_{γ} , МэВ | 6,85 | 8,66 | 7,33 | 6,68 |
| $E_{отд.}$, эВ | 285 | 440 | 185 | 145 |
| ν | 10 | 17 | 7 | 6 |
| $\nu \times \sigma$, барн | 18 | 3 | 232 | 60 |
| $\nu \times \sigma$ для нейтронов в реакторе БР-10 | 220 | 222 | 93 | 95 |

на порядок ниже. Результаты расчетов ν и величины повреждаемости $\nu \times \sigma$ сведены в табл. 4, откуда видно, что повреждения гидридов сплавов за счет ядер отдачи Er и Gd сопоставимы с производимыми быстрыми нейтронами

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Получены экспериментальные данные по радиационной стойкости гидридов циркония, легированных эрбием и бором (двухфазные системы) и гидридов иттрия, легированных гадолинием (твердый раствор замещения).

Установлено существенное (в три раза) повышение набухания гидридов иттрий–гадолиний, по сравнению с гидридами циркония. Этот эффект связывается с большей повреждаемостью данной структуры за счет ядер отдачи гадолиния, возникающих по (n, γ) -реакции. В двухфазных гидридах сплавов Zr–Er структурные изменения матрицы (измельчение зерен, выделение частиц второй фазы и т.п.) приводят к упрочнению материала и увеличению стоков для радиационных дефектов. Эти изменения структуры компенсируют дополнительный вклад в набухание от ядер отдачи, хотя из-за малой растворимости эрбия в гидридциркониевой матрице этот вклад, по-видимому, незначителен.

Двухфазные гидриды (Zr–B–H) взаимодействуют с реакторным облучением по реакции (n, α) . Установлено, что в процессе облучения происходит увеличение объема элементарной ячейки гидридной матрицы и частиц ZrB_2 . Этот факт свидетельствует о междоузельном расположении атомов Li и He в обеих фазах композиции.

Таким образом, роль ядер отдачи в увеличении объемных изменений при облучении четко проявилась в гидридах сплавов иттрий–гадолиний. Этот факт показывает, что в спектре нейтронов быстрого реактора БР-10 повреждаемость структуры материала за счет ядер отдачи может быть сравнима с повреждаемостью от воздействия быстрыми нейтронами, что необходимо учитывать на практике, особенно при использовании гидридов в тепловых реакторах.

Литература

1. Гидриды металлов/Под ред. В. Мюллера и др. – М.: Атомиздат, 1973 (пер. с англ.).
2. Пинчук П.Г., Быков В.Н. и др. Исследование физических свойств и природы радиационных дефектов гидридов циркония, облученных в реакторе ВВРЦ/Препринт ФЭИ-686. – Обнинск, 1976.
3. Пинчук П.Г., Быков В.Н., Биржевой Г.А. и др. Исследование природы и термической устойчивости радиационных дефектов в гидриде циркония//Атомная энергия. – 1976. – Т. 40. – Вып. 6. – С. 289-292.

4. Щербак В.И., Пинчук А.П., Тарасиков В.П. Радиационное распухание гидрида циркония// Атомная энергия. – 1991. – Т. 71. – С. 179.
5. Андриевский Р.А., Савин В.И., Маркин В.Я. Влияние реакторного облучения на электрические и магнитные свойства фаз внедрения// Неорганические материалы. – 1978. – Т. 14. – № 4. – С. 675.
6. Paetz P., Lucke K. Uber die Dichteanderung von Zirkonhydrid bei der Bestrahlung mit schneller Neutronen// J. Nucl. Mat. – 1972. – V. 43. – P. 13-27.
7. Маджванидзе А.Г., Федоров В.М., Гогава В.В. Нейтронографическое исследование гидридов циркония, облученных в канале ядерного реактора. // ВАНТ. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 1987. – Вып. 1(39). – С. 72.
8. Marshall G.S. et al. 10000-hour Demonstration of Clad Yttrium Hydrides Neutron Moderator// Trans. Amer. Nucl. Society. – 1964. – V. 7, 1. – P. 123.
9. Ибрагимов Ш.Ш., Кирсанов В.В., Пятилетов Ю.С. Радиационное повреждение металлов и сплавов. – М.: Энергоатомиздат, 1985.
10. Конобеевский С.Т. Действие облучения на материалы. – М.: Атомиздат, 1967.
11. Эллиот Р.П. Структуры двойных сплавов. Т.1 (пер. с англ.). – М.: Металлургия, 1970.
12. Андриевский Р.А. Материаловедение гидридов. – М.: Металлургия, 1975.
13. Куликов В.С. Раскисление металлов. – М.: Металлургия, 1975.
14. Терехова В.Ф., Савицкий Е.М. Иттрий. – М.: Наука, 1967. – 158 с.
15. Hall M.N., Martin S.L., Rees A.L. The Solubility of Hydrogen in Zirconium and Zirconium-Oxygen Solid Solutions// Trans. Farad. Soc. – 1944. – V. 41. – P. 306.
16. Edwards R., Sevesque P., Solid Solution Equilibrium in Ternary System Zr–O–H// J. Amer. Ceram. Soc. – 1955. – V. 77. – № 5. – P. 1312.
17. Nichols F.A., How does one predict and measure radiation damage// Nucl. Technol. – 1978. – V. 98. – P. 98.
18. Келли Б. Радиационное повреждение твердых тел. – М.: Атомиздат, 1970. – С. 236.
19. Гордеев И.В., Кардашов Д.А., Мальшев А.В. Ядерно-физические константы. – М.: Госатомиздат, 1963. – С. 391.
20. Takeuchi S., Suzuki K. Thermodynamics of Nuclear Materials. – Vienna, 1962. – P. 289.
21. Дамаск А., Динс Д. Точечные дефекты в металлах. – М.: Мир, 1966. – С. 291.
22. Гольдшмит Х.Дж. Сплавы внедрения. Т. 1. – М.: Мир, 1971.
23. Биржевой Г.А., Быков В.Н., Руденко В.А. и др. Исследование свеллинга облученного сплава цирконий-бор// ФММ – 1979. – Т. 47. – Вып. 4. – С. 763-768.

Поступила в редакцию 1.09.2006

ИССЛЕДОВАНИЯ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ КОМПОЗИЦИЙ НА ОСНОВЕ СВИНЦА МЕТОДОМ НЕЙТРОННОГО РАССЕЯНИЯ

**Н.М. Благовещенский*, Н.И. Логинов*, В.А. Морозов*, А.Г. Новиков*,
А.В. Пучков*, В.В. Савостин*, Д.В. Савостин*, А.Л. Шимкевич****

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

** РИЦ «Курчатовский институт», г. Москва



В статье изложены результаты исследований микродинамики и микро-структуры расплавов свинца, свинец-калий и натрий-свинец методом рассеяния нейтронов. Приведены микроскопические характеристики: дисперсионные кривые, структурные факторы, функции радиального распределения атомов. Обсуждаются кластерные конфигурации, которые имеют место в жидкой матрице расплавов.

ВВЕДЕНИЕ

Жидкий свинец представляет интерес с точки зрения как своих структурных, так и микродинамических особенностей. Будучи тяжелым многовалентным металлом, расплав свинца по структурным свойствам оказывается близок к жидким щелочным металлам: в отличие от своих соседей по периодической таблице он обладает симметричными пиками и в структурном факторе, и в функции радиального распределения, причем положение последнего совпадает с минимумом потенциала межчастичного взаимодействия. Что касается микродинамических свойств жидкого свинца, в частности, спектра элементарных возбуждений, то здесь до последнего времени имели место расхождения между данными различных авторов. Одни находили в этом спектре признаки существования дополнительной низкочастотной ветви дисперсионной кривой продольных коллективных мод, другие существование этой ветви отрицали, относя ее кажущиеся признаки на счет не вполне корректного учета эффектов многократного рассеяния (МКР), поскольку, на первый взгляд, в жидкости с простой структурой такой дополнительной ветви быть не должно.

Жидкий свинец и его сплавы интересны и с точки зрения их практического применения, имеющего отношение к проблемам ядерной энергетики. В мире широко известно использование расплава свинец-висмут как теплоносителя транспортных ЯЭУ [1]. Расплав свинец-калий некоторое время тому назад активно обсуждался как возможный кандидат теплоносителя для быстрых энергетических реакторов следующего поколения [2]. Предполагалось, что использование эвтектического расплава Pb-K с концентрацией примеси калия ~ 9 ат.% позволит решить некоторые из кор-

© Н.М. Благовещенский, Н.И. Логинов, В.А. Морозов, А.Г. Новиков, А.В. Пучков, В.В. Савостин, Д.В. Савостин, А.Л. Шимкевич, 2007

розионных проблем, возникающих в связи с применением свинцового теплоносителя. Наконец, было показано, что небольшая добавка свинца в жидкий натрий (до ~ 10 ат.%) существенно снижает химическую активность последнего [3]. Обработка технологии такого расплава позволит создать безопасную модификацию натриевого теплоносителя, являющегося безальтернативным вариантом для современных энергетических реакторов на быстрых нейтронах.

Изложенные выше соображения побудили нас провести исследования структурных и микродинамических свойств жидкого свинца и его сплавов методом нейтронного рассеяния. Эксперименты были выполнены на спектрометре ДИН-2ПИ [4], который при проведении нейтронно-динамического эксперимента использовался в режиме неупругого рассеяния, а при проведении нейтрон-дифракционного эксперимента – в режиме времяпролетной дифракции. В данной статье мы не будем останавливаться на методических деталях, связанных с проведением экспериментов и обработкой данных, а лишь кратко изложим физические результаты, полученные нами для упомянутых выше систем.

ЖИДКИЙ СВИНЕЦ

Жидкий свинец был одним из первых объектов исследования с помощью неупругого рассеяния медленных нейтронов на самых первых этапах становления этого метода. Позднее эксперименты на расплаве свинца были неоднократно повторены. Как упоминалось выше, причиной этому являлось отсутствие согласия между результатами различных авторов относительно спектра элементарных возбуждений этой жидкости. Поскольку свинец является так называемым когерентным рассеивателем, его спектр элементарных возбуждений может быть извлечен из данных эксперимента по неупругому рассеянию нейтронов в двух представлениях: в форме частотного спектра колебаний атомов или в форме дисперсионных кривых коллективных мод. Известно, что частотный спектр жидкого свинца имеет почти двугорбый вид, т.е. по его форме можно предположить существование двух типов возбуждений [5]: кроме одной основной дисперсионной кривой, как это имеет место в простых щелочных металлах, в жидком свинце могут появиться признаки существования еще и дополнительной дисперсионной кривой. Такие признаки находили некоторые из авторов предыдущих работ [6]. С другой стороны, в работах [7–9] дополнительной дисперсионной ветви не было найдено, что послужило одной из причин повторных экспериментов на расплаве свинца.

В этой связи мы еще раз провели нейтронно-динамический эксперимент на жидком свинце, при этом по возможности аккуратно учтя все методические эффекты и, прежде всего, МКР. Было установлено, что при малых волновых векторах нейтрона ($Q < 1 \text{ \AA}^{-1}$) эффект МКР действительно маскирует нижнюю (низкочастотную) ветвь дисперсионной кривой, однако по мере того, как с ростом Q относительная доля эффекта МКР в полной картине рассеяния убывает (с ~ 80% при $Q \sim 1 \text{ \AA}^{-1}$ до ~ 20% при $Q \sim 2 \text{ \AA}^{-1}$), нижняя ветвь становится все более визуализируемой. Наш результат представлен на рис. 1. Оказалось, что обычная высокочастотная ветвь дисперсионной кривой, полученная нами, неплохо совпадает с результатами предшествующих работ. В настоящий момент мы не можем предложить однозначной физической интерпретации причин появления низкочастотной ветви дисперсионной кривой. Не существует единого мнения на этот счет и в известной литературе.

РАСПЛАВ СВИНЕЦ–КАЛИЙ

Кроме упомянутых выше практических соображений расплавы свинец–калий и натрий–свинец оказываются весьма интересными и с физической точки зрения, а именно, своей склонностью к кластеризации [10]. Это свойство сплавов щелочных

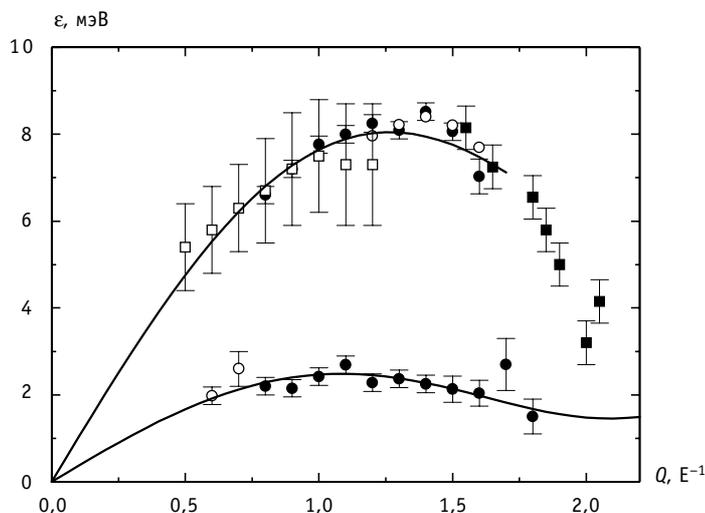


Рис. 1. Дисперсионные кривые в жидком свинце, полученные при учете двух компонент неупругого рассеяния: ○ ● — данные [7, 8]; □ — результат настоящей работы

металлов с тяжелыми металлами, такими как Pb и Sn, было уже давно замечено, как появление экстремумов на концентрационных зависимостях целого ряда макроскопических свойств (электропроводности, вязкости, удельного объема). Причем, в случае легких щелочных металлов (лития, частично натрия) положение экстремумов приходится на 25-процентное содержание примеси тяжелого металла, и состав кластеров оценивался как Me_4Pb . В случае тяжелых щелочных металлов (K, Rb, Cs) положение экстремумов приходится на эквиатомный состав, которому соответствуют кластеры Цинтля Me_4Pb_4 . В структурной картине возникновение кластеров в расплаве проявляет себя как предпик, расположенный слева от главного пика структурного фактора [10].

К началу наших работ на расплаве Pb–K имеющиеся в литературе экспериментальные [11–13] и расчетные данные [14, 15] по его структуре относились лишь к концентрациям калия 25 ат.% и более. Проведенные нами исследования [16] имели целью выяснить, какова структура этого расплава при меньших концентрациях калия: от 0 до 25 ат.%.

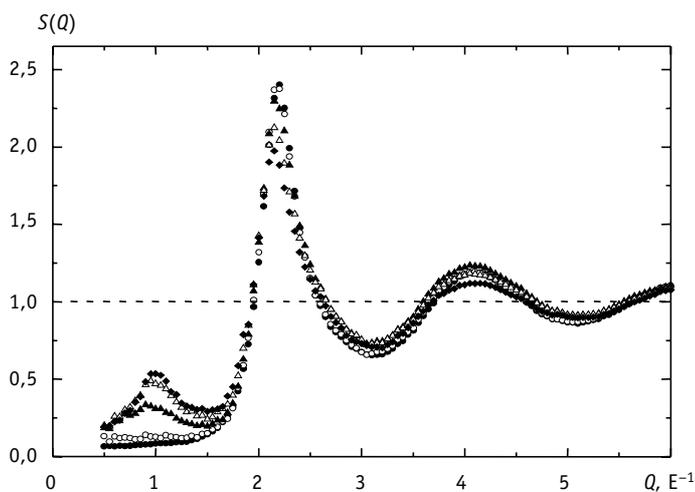


Рис. 2. Экспериментальные структурные факторы жидкого свинца и расплавов Pb–K ($T = 600$ K): ○ — Pb; ▲ — $Pb_{0.95}K_{0.05}$; △ — $Pb_{0.86}K_{0.14}$; ◆ — $Pb_{0.78}K_{0.22}$; ◇ — $Pb_{0.75}K_{0.25}$

Структурные факторы $S(Q)$, полученные нами для всех исследованных составов расплава Pb–K, показаны на рис. 2. При концентрациях калия, больших 10 ат.%, в области $Q \approx 1 \text{ \AA}^{-1}$ на экспериментальных кривых явно просматривается предпик, который принято считать признаком существования в расплаве кластеров. Согласно [17], положение дифракционного пика ($Q_{\text{дп}}$) и расстояние между рассеивающими центрами, его обуславливающими ($R_{\text{ц}}$), связаны соотношением $R_{\text{ц}} \approx 7.73/Q_{\text{дп}}$. В нашем случае для предпика $R_{\text{ц}} \approx 7.7 \text{ \AA}$. Эту величину можно рассматривать как среднее расстояние между кластерами. Амплитуда предпика убывает с уменьшением концентрации калия, а при его концентрации менее ~ 10 ат.% предпик исчезает, хотя некоторое превышение интенсивности, по сравнению с данными для чистого свинца, остается в этой области Q даже при концентрации калия ~ 5 ат.%. Что касается главного дифракционного пика, то с ростом концентрации калия его амплитуда уменьшается, полуширина возрастает, а положение смещается в область меньших Q . Можно предположить, что это изменение связано с процессами кластеризации в расплаве Pb–K, происходящими в нем при добавлении к нему калия.

«Убыль» высоты главного пика структурного фактора Δ_1 и рост амплитуды предпика Δ_2 в относительных единицах в зависимости от концентрации калия показаны на рис. 3. Видно, что в пределах ошибок эксперимента обе зависимости оказываются близки друг к другу. Это обстоятельство можно объяснить с помощью несложной модели [16], которая предполагает, что в расплаве свинца идет образование раствора внедрения так, что катионы калия располагаются на границах тетраэдрических кластеров свинца, образующих плотную часть жидкой матрицы растворителя. С ростом концентрации примеси калия в расплаве свинца возникают пространственные корреляции между квазимолекулярными кластерами Pb_nK_m , в которые входят все примесные частицы калия.

Из рис. 3 видно, что ряд кластерных комбинаций, таких как Pb_4K_3 , Pb_6K_4 , Pb_3K_3 и Pb_5K_4 , наряду с кластером Цинтля Pb_4K_4 , в пределах ошибок соответствуют экспериментальным данным. Такой результат находится в согласии с результатами расчетов методом МД-моделирования [15] и обратным методом Монте-Карло [18–20], в которых обнаружено, что атомы свинца в расплавах свинец-щелочной металл группируются в тетраэдрические комплексы, однако расположение катионов калия вокруг них весьма хаотично. В этой связи полученные нами оптимальные кластерные комбинации

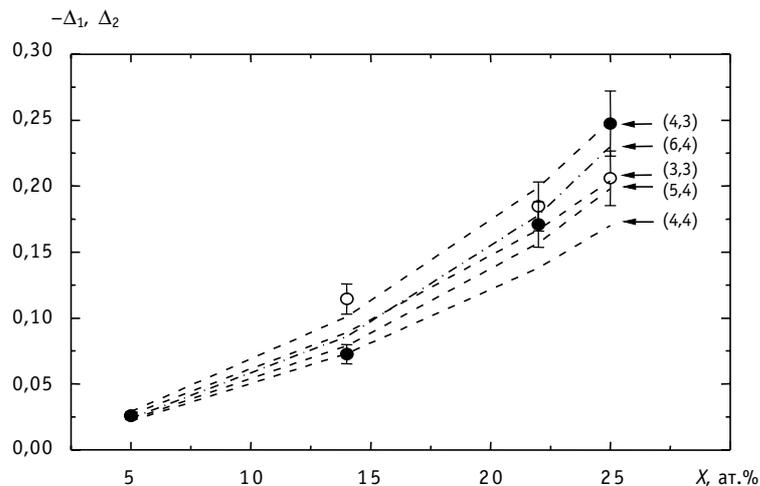


Рис. 3. Зависимость экспериментальных величин $-\Delta_1$ (●) и Δ_2 (○) в расплаве Pb–K от концентрации калия. Кривые показывают величину $\Delta_{\text{nm}}(x)$ для кластеров Pb_nK_m : Pb_4K_3 , Pb_6K_4 , Pb_3K_3 , Pb_5K_4 и Pb_4K_4

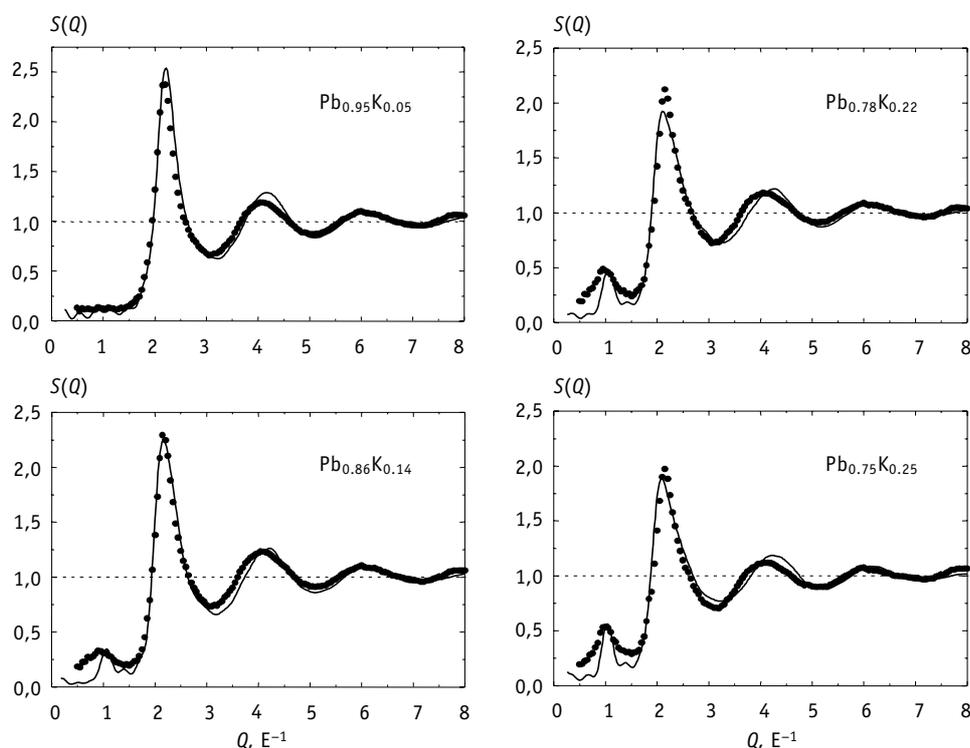


Рис. 4. Сравнение экспериментальных $S(Q)$ для расплавов Pb–K с расчетом: точки – эксперимент, кривая – МД-расчет [16]

ции выглядят обоснованными.

Отсутствие предпика в структурном факторе расплава Pb–K при низких концентрациях калия (и, в частности, при эвтектической концентрации 9 ат.%) говорит об отсутствии в расплаве эффекта кластеризации и подтверждает предположение о том, что в расплаве образуется раствор внедрения, и, следовательно, реализуются условия, когда калий модифицирует свойства жидкого свинца. С практической точки зрения это означает, что с добавлением 9 ат.% калия в свинец, теплоноситель, во-первых, переходит из разряда окислителей в разряд восстановителей, что резко снижает коррозию и позволяет сохранить конструкционные стали. Во-вторых, все примеси кислорода в эвтектике находятся в форме K_2O и могут быть легко удалены с помощью холодной ловушки.

Необходимо отметить, что имеет место общее удовлетворительное согласие наших экспериментальных данных [16] с результатами МД-моделирования как на уровне структурных факторов (рис. 4), так и на уровне функций радиального распределения, получаемых посредством Фурье-обращения экспериментальных $S(Q)$ (см. рис. 5).

РАСПЛАВ НАТРИЙ–СВИНЕЦ

Система Na–Pb занимает промежуточное положение между литием и тяжелыми щелочными металлами [10, 21]. Имеющиеся в литературе данные по структуре расплава Na–Pb относятся к системам с концентрацией свинца 20 ат.% и выше, которые явно демонстрируют наличие предпика в структурном факторе при $Q \sim 1 \text{ \AA}^{-1}$, что понимается как проявление эффектов кластеризации [22]. Наша же задача, как отмечалось во введении, состояла в том, чтобы получить представление о структуре расплава Na–Pb с низким содержанием свинца (менее 10 ат.%).

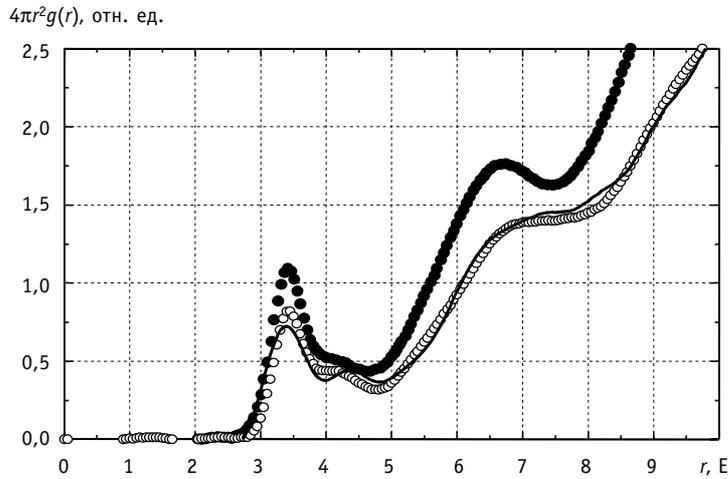


Рис. 5. Функции радиального распределения для жидкого свинца (черные точки) и расплава $Pb_{0.75}K_{0.25}$ (белые точки) – эксперимент, сплошная кривая – МД-расчет [16]

Структурные факторы $S(Q)$, полученные нами для расплавов Na–Pb с концентрациями свинца 1.5 и 7.9 ат.%, показаны на рис. 6. Видно, что даже при максимальном содержании свинца никаких признаков предпика в структурном факторе расплава не обнаруживается. Напомним, что у системы Pb–K при концентрации примеси менее 10 ат.% предпик также отсутствовал [16].

Структурный фактор бинарной системы, измеренный в эксперименте по дифракции нейтронов, представляет собой взвешенную сумму парциальных структурных факторов $S_{ij}(Q)$, соответствующих отдельным компонентам [23]:

$$S(Q) = c_1 b_1^2 S_{11}(Q) + (c_1 c_2)^{1/2} b_1 b_2 S_{12}(Q) + c_2 b_2^2 S_{22}(Q) / \langle b^2 \rangle, \quad (1)$$

где $\langle b^2 \rangle = c_1 b_1^2 + c_2 b_2^2$, b_i – амплитуда когерентного рассеяния компонентов сплава, c_i – относительная атомная концентрация компонентов ($c_1 + c_2 = 1$). Из (1) следует, что наличие экспериментальных данных для двух концентраций примеси и чистого натрия дает возможность оценить парциальные структурные факторы компонент расплава $S_{NaNa}(Q)$, $S_{NaPb}(Q)$ и $S_{PbPb}(Q)$ (рис. 7). Рассмотрение кривой $S_{PbPb}(Q)$ показывает, что на ней можно заметить некоторые признаки проявления предпика. Из рис. 8 сле-

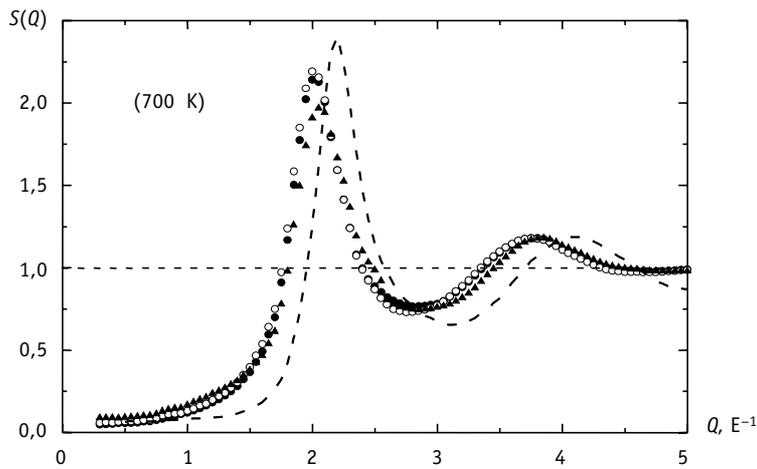


Рис. 6. Структурные факторы жидкого натрия и расплавов Na–Pb: ○ Na; △ $Na_{0.985}Pb_{0.015}$; □ $Na_{0.921}Pb_{0.079}$; ◇ Pb (600 K)

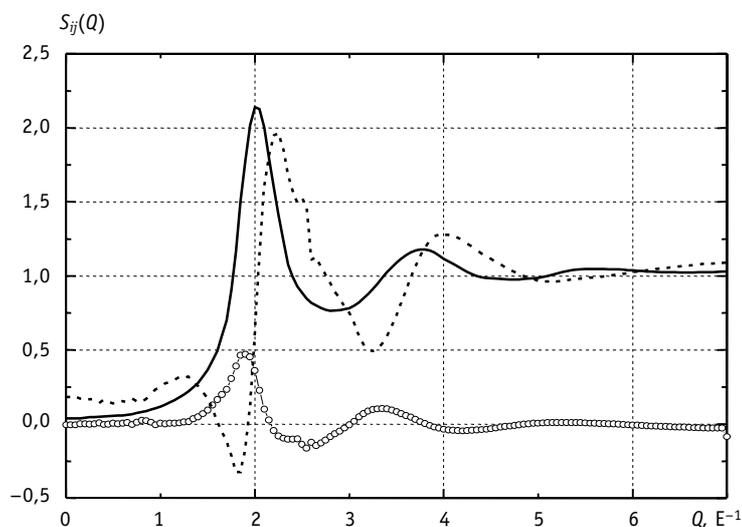


Рис. 7. Парциальные структурные факторы $S_{ij}(Q)$ расплава Na-Pb: — S_{NaPb} ; - - S_{NaNa} ; ··· S_{PbPb} ; ○ S_{PbNa}

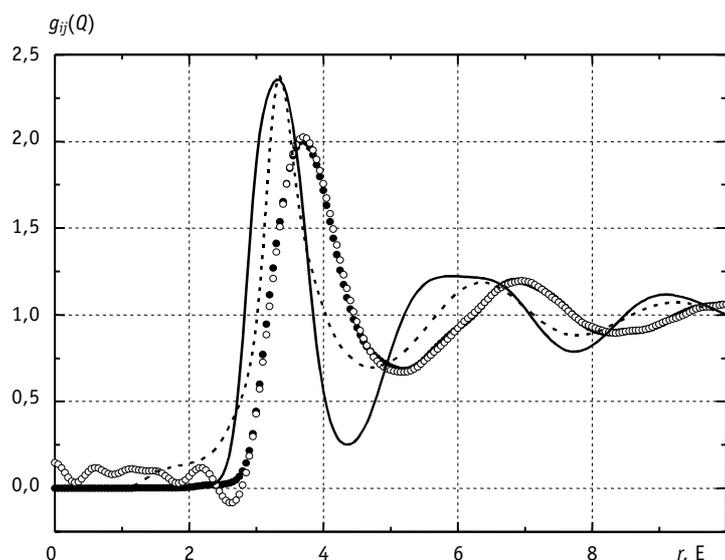


Рис. 8. Парциальные функции радиального распределения $g_{ij}(r)$ расплава Na-Pb: — g_{PbPb} ; - - - - - расплав чистого свинца; ● g_{NaNa} ; ○ - расплав чистого натрия

дует, что парциальная функция радиального распределения (ФРР) для натрия в расплаве практически не отличается от таковой для чистого металла, тогда как для свинца, растворенного в натрии, в форме ФРР по сравнению с чистым металлом заметна разница, однако положение главного пика остается практически прежним.

На рис. 9 показана полученная нами корреляционная функция «концентрация-концентрация» [24]. Ее отрицательная особенность при $r \sim 3 \text{ \AA}$ соответствует корреляциям флуктуаций разноименных частиц и может быть соотнесена с межчастичным расстоянием в комплексе Na^+-Pb^- ($r \sim (1 + 2) \text{ \AA}$). Широкая положительная особенность при $r \sim (3.5 - 4.5) \text{ \AA}$ соответствует корреляциям флуктуаций одноименных частиц и может быть соотнесена с межчастичными расстояниями нейтральных атомов Na-Na ($r \sim 3.7 \text{ \AA}$) и Pb-Pb ($r \sim 3.5 \text{ \AA}$), а также ионов Pb^--Pb^- ($r \sim 4.0 \text{ \AA}$). Существование комплекса Na^+-Pb^- следует также и из данных МД-моделирования структуры об-

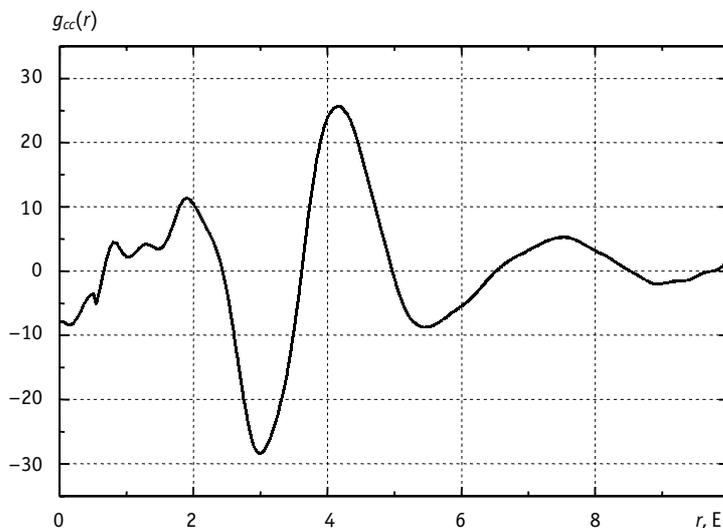


Рис. 9. Парная корреляционная функция «концентрация–концентрация»

суждаемого нами расплава [25]. Как утверждается в этой работе, анализ МД-данных с использованием методов статистической геометрии приводит к заключению, что комплексы $\text{Na}^+ - \text{Pb}^-$ объединяются в тетраэдрические квазимолекулы $(\text{NaPb})_2$, которые образуют перколяционные кластеры, являющиеся плотной частью жидкой матрицы расплава.

Таким образом, как из данных эксперимента, так и из данных МД-моделирования следует, что свинец в исследуемых расплавах присутствует скорее всего в форме комплексов $\text{Na}^+ - \text{Pb}^-$.

ВЫВОДЫ

Приведенные выше экспериментальные результаты демонстрируют возможности метода нейтронного рассеяния при исследовании структурно-динамических особенностей жидкометаллических систем: с одной стороны, он позволяет глубже понять физическую природу этих систем на микроуровне, с другой стороны, дает информацию, которая может оказаться полезной и в процессе практического использования металлических расплавов.

В результате проведенных исследований получена новая информация по физике жидких металлов. Установлено, что в спектре элементарных возбуждений жидкого свинца имеет место дополнительная низкочастотная ветвь. Таким образом, в расплаве свинца, по-видимому, существует два типа атомных колебаний.

Оценены оптимальные кластерные комбинации в жидкой матрице расплавов $\text{Pb}-\text{K}$ и $\text{Na}-\text{Pb}$.

Получен результат, применимый при практическом использовании модифицированного свинцового теплоносителя: в расплаве $\text{Pb}-\text{K}$ при низких концентрациях калия (менее 10 ат.%) реализуются условия, когда калий корректирует свойства жидкого свинца: теплоноситель переходит из разряда окислителей в разряд восстановителей, что резко снижает коррозию и позволяет сохранить конструкционные стали.

Литература

1. Громов Б.Ф., Субботин В.И., Тошинский Г.И. Применение расплавов эвтектики свинец-висмут и свинца в качестве теплоносителя ЯЭУ//Атомная энергия. – 1992. – Т. 73. – С. 19.

2. Орлов В.В. Ядерная энергетика следующего этапа: экономичный U–Pu-бридинг, безопасность, радиоотходы, нераспространение//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1997. – № 5. – С. 57.
3. Кузьмин А.М., Окунев В.С., Шмелев А.Н. О физических характеристиках быстрых реакторов, охлаждаемых сплавом Na–Pb//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 2. – С. 84.
4. User Guide. Neutron Experimental Facilities for Condensed Matter Investigation at JINR / Ed. by V. Sikolenko. – Dubna: JINR Press, 1997. – P. 25.
5. Благовецковский Н.М., Морозов В.А., Новиков А.Г., Савостин В.В., Шимкевич А.Л. Изучение спектра элементарных возбуждений жидкого свинца//Поверхность. – 2006. – № 6. – С. 10.
6. Cocking S.J., Egelstaff P.A. Co-operative Modes of Motion in Liquid Lead//J. Phys. C. – 1968. – V. 1. – P. 507.
7. Randolph P.D., Singwi K.S. Slow-Neutron Scattering and Collective Motions in Liquid Lead//Phys. Rev. – 1966. – V. 152. – № 1. – P. 99.
8. Soderstrom O., Copley J.R.D., Suck J.-B., Dorner B. Collective Excitations in Liquid Lead//J. Phys. F. – 1980. – V. 10. – P. L151.
9. Soderstrom O. Dynamic Scattering Function of Liquid Lead at 623K//Phys. Rev. A. – 1981. – V. 23. – № 2. – P. 785.
10. Van der Lugt W. Polyanions in Liquid Ionic Alloys: a Decade of Research//J. Phys.: Condens. Matter. – 1996. – V. 8. – P. 6115.
11. Reijers H.T.J., Saboungi M.-L., Price D.L. et al. Structural Properties of Alkali-Metal – Lead Alloys: NaPb, KPb, RbPb and CsPb//Phys. Rev. B. – 1989. – V. 40. – P. 6018.
12. Reijers H.T.J., van der Lugt W., van Dijk C., Saboungi M.-L. Structure of Liquid K-Pb Alloys//J. Phys.: Condens. Matter. – 1989. – V. 1. – P. 5229.
13. Stolz M., Leichtweiss O., Winter R. et al. Survival of Polyanions in Expanded Liquid Alloys//Europhys. Lett. – 1994. – V. 27. – P. 221.
14. Reijers H.T.J., van der Lugt W., Saboungi M.-L. Molecular-Dynamics Study of Liquid NaPb, KPb, RbPb and CsPb Alloys//Phys. Rev. B. – 1990. – V. 42. – P. 3395.
15. de Wijs G.A., Pastore G., Selloni A., van der Lugt W. First-Principles Molecular-Dynamics Simulation on Liquid CsPb//J. Chem. Phys. – 1995. – V. 103. – P. 5031.
16. Blagoveshchenskii N.M., Morozov V.A., Novikov A.G., Shimkevich A.L. Shimkevich I.Yu. Microscopic Structure of Liquid Lead-Potassium Alloys: Neutron-Diffraction and Molecular-Dynamics Investigation//Physica B. – 2005. – V. 364. – P. 255.
17. Скрышевский А.Ф. Структурный анализ жидкостей и аморфных тел. – М.: Высшая школа, 1980.
18. Howe M.A., McGreevy R.L. The Structure of Molten K-Pb, Rb-Pb and Cs-Pb Alloys//J. Phys.: Condens. Matter. – 1991. – V. 3. – P. 577.
19. Stolz M., Winter R., Howells W.S., McGreevy R.L. Computer Modelling Studies of Expanded Liquid KPb//J. Phys.: Condens. Matter. – 1995. – V. 7. – P. 5733.
20. Matsunaga S. Reverse Monte Carlo Simulations in Liquid Na-Pb and Na-Sn Alloys//J. Phys. Soc. Jap. – 1999. – V. 68. – P. 2468.
21. Senda Y., Shimojo F., Hoshino K. The Origin of the First Sharp Diffraction Peak in Na-Pb Alloys: *Ab Initio* Molecular-Dynamics Simulations//J. Phys.: Condens. Matter. – 1999. – V. 11. – P. 2199.
22. Takeda S., Harada S., Tamaki S., Matsubara E., Waseda Y. Structural Study of Liquid Na-Pb Alloys by Neutron Diffraction//J. Phys. Soc. Jap. – 1987. – V. 56. – P. 3934.
23. Ashcroft N., Langreth D. Structure of Binary Liquid Mixtures//Phys. Rev. – 1967. – V. 156. – P. 685.
24. Bhatia A.B., Thornton D.E. Structural Aspects of the Electrical Resistivity of Binary Alloys//Phys. Rev. B. – 1970. – V. 2. – P. 3004.
25. Шимкевич И.Ю., Шимкевич А.Л. Молекулярно-динамические исследования влияния параметров эффективного парного потенциала на структуру и динамику жидкого натрия/Препринт ФЭИ – 2803. – Обнинск, 1999.

Поступила в редакцию 1.09.2006

ТЕХНОЛОГИЯ СВИНЦОВО-ВИСМУТОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА ЯЭУ ПЕРВОГО И ВТОРОГО ПОКОЛЕНИЙ

А.Д. Ефанов, К.Д. Иванов, П.Н. Мартынов, Ю.И. Орлов

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



Изложена краткая история освоения расплава свинец–висмут как теплоносителя в реакторных установках АПЛ. Выделены два основных этапа, связанные с эксплуатацией первого и второго поколений ЯЭУ с данным теплоносителем. Показаны основные проблемы технологии, характерные для этих этапов освоения теплоносителя, и пути их решения.

История практического освоения свинцово–висмутового расплава как теплоносителя реакторных установок началась более пятидесяти лет назад с создания первого циркуляционного стенда [1]. В конце 50–начале 60-х годов прошлого столетия в эксплуатацию были введены первые реакторные установки: стенд 27/ВТ (1959 г.) [2] и ППУ АПЛ проекта 645 (1963 г.). Эти установки принято считать первым поколением реакторных установок с теплоносителем свинец–висмут. Затем были созданы установки проектов 705 и 705К, сначала опытной АПЛ (заказ 900, 1970 г.), а затем серия АПЛ с ППУ БМ-40А и ОК 550 [4], включая наземный вариант, стенд КМ-1 [5] (конец 70 – начало 80-х годов). Эти реакторные установки относят ко второму поколению ППУ со свинцово-висмутовым теплоносителем.

Общим для всех эксплуатирувавшихся установок является петлевая схема размещения основного оборудования первого контура с его пространственным соединением трубопроводами, наличием вспомогательных линий для слива протечек в буферные емкости и линий возврата теплоносителя в основной тракт циркуляции. Конструктивное оформление этой общей схемы было различным не только между двумя поколениями установок, но и между двумя проектами второго поколения.

Вместе с тем, принципиальное отличие установок первого и второго поколения в большей мере состояло не в их конструктивном исполнении, а в реализованных условиях эксплуатации.

Главной проблемой РУ первого поколения явились практически не прекращающиеся течи парогенераторов по второму контуру из-за низкой вибростойкости трубок, и вследствие этого частые и длительные ремонты с разгерметизацией первого контура. Имели место значительные протечки масла из уплотнителей валов насосов и его попадание в теплоноситель. По существу, работа установок в таких условиях являлась штатным режимом эксплуатации. Варьировались лишь величины течей парогенераторов от нескольких литров воды в сутки до нескольких де-

сятков литров. В этих условиях шло постепенное накопление шлаков в первом контуре. Примерно через год-полтора эксплуатации РУ появились осязаемые признаки нарушения гидродинамики течения теплоносителя, выразившиеся в увеличении гидравлических сопротивлений и повышении локальных температур в активной зоне, а также в снижении расходов теплоносителя и неоднократных случаях потери проходимости в линиях воздушников. Масштаб шлакования первого контура АПЛ пр. 645, оцененный после аварии по результатам выполненных на реакторной установке правого борта мероприятий по ее очистке, составил величину не менее 0,15% от массы загруженного в установку теплоносителя. Это достаточно высокая степень зашлаковки, характерная для многих циркуляционных контуров в начальный период освоения свинцово-висмутового теплоносителя.

Негативное развитие процессов шлакования на РУ пр. 645 проходило, несмотря на проводимые технологические мероприятия. В частности, в августе 1964 г. при проведении водородной очистки было восстановлено ~ 8,6 кг PbO на установке левого борта и ~ 18,2 кг PbO на установке правого борта, соответственно в ноябре 1965 г. эти величины составили ~ 0,6 кг PbO и ~ 1,2 кг PbO. Однако восстановление шлаков проводилось только на свободных поверхностях теплоносителя при относительно низких температурах (230–300°C) [6]. Недостаточность проводимых технологических операций для преодоления негативных тенденций в шлаковании установок во многом связана с господствующими в то время представлениями о том, что путем очистки теплоносителя от избыточного кислорода можно обеспечить и чистоту циркуляционного контура. Это положение в данных конкретных условиях оказалось неверным. Потребовалась разработка более эффективного метода очистки контуров, основанного на эжекционном введении водорода в теплоноситель и его доставки непосредственно к шлаковым отложениям, находящимся под уровнем теплоносителя. С использованием этого метода достаточно быстро удалось очистить практически все лабораторные циркуляционные стенды, реакторные петли, первый контур ППУ АПЛ пр. 645 правого борта и стенд 27/ВТ-5. В последнем случае несмотря на значительные успехи в очистке (были очищены от шлаков парогенераторы, вспомогательные трубопроводы, основные тракты циркуляции теплоносителя и другие участки), не удалось полностью очистить активную зону. Это было связано с тем, что состав отложений в активной зоне содержал значительное количество не восстанавливаемых водородом шлаков на основе магния и углерода.

Существует мнение, что причиной осложнений в эксплуатации ЯЭУ первого поколения являются неудачно проведенные операции по перегрузке активных зон. Формальным основанием для существования такой точки зрения служит то, что действительно и авария на АПЛ, и занос шлаков в активную зону стенда 27/ВТ-5 произошли во вторую кампанию. Однако внимательный, непредвзятый анализ причин, вызвавших упомянутые выше осложнения, показывает, что они связаны не с самой перегрузкой зоны, а с общим состоянием первого контура.

В случае стенда 27/ВТ-5 в активную зону были занесены шлаки, оставшиеся в корпусе реактора после первой кампании. Наличие магния в шлаках, введенного в теплоноситель в первую кампанию, подтверждает эту точку зрения.

Реакторные установки АПЛ пр. 645 после перегрузки активных зон эксплуатировались еще в течение ~ 9 мес., при этом никаких новых существенных особенностей в эксплуатации не наблюдалось. В то же время условия эксплуатации установок не изменились: продолжались практически постоянные течи парогенераторов и связанные с ними ремонты, отмечались неоднократные случаи забивания линий воздушников, свидетельствующие о продолжающемся протекании про-

цесса шлакования установок. Последнее обстоятельство и связанное с этим ухудшение сепарирующих свойств первого контура относительно поступающего в теплоноситель при течах парогенератора водяного пара могло послужить спусковым механизмом развития аварии на реакторной установке левого борта [7].

Заканчивая рассмотрение технологических проблем и опыта их решения на установках первого поколения, необходимо отметить, что он не только показал, как не следует обращаться с теплоносителем свинец–висмут, одновременно этот опыт продемонстрировал исключительную «живучесть» установок в столь неблагоприятных условиях их эксплуатации.

К моменту ввода в строй ЯЭУ второго поколения был уже накоплен значительный опыт по обращению с данным теплоносителем. В условиях лабораторных стендов и промышленных установок были отработаны режимы эжекционной водородной регенерации, появилось понимание необходимости увлажнения водородосодержащих смесей, были созданы специальные технические средства для проведения этих технологических режимов и для контроля над ними [8].

Значительного прогресса удалось достичь в разработке оперативного метода контроля термодинамической активности примеси кислорода в теплоносителе [9]. Новые установки были снабжены соответствующими датчиками сначала в качестве опытных устройств, а в последующем и как штатных контрольных приборов.

Существенно изменилось и отношение к вопросам технологии теплоносителя. За решением этих вопросов осуществлялся постоянный контроль, начиная с момента подготовки теплоносителя и контура к заполнению на заводе-изготовителе и заканчивая выгрузкой отработавшей активной зоны и замораживанием теплоносителя после завершения эксплуатации установок.

Уже первые измерения параметра термодинамической активности кислорода на новых установках показали, что доминирующими процессами при их эксплуатации стали процессы потребления контуром растворенного в теплоносителе кислорода.

В последующем данный вывод был подкреплен путем баланса вводимого в первый контур установок кислорода при регламентных работах и выводимого из него при водородных регенерациях. На рис. 1 этот баланс для РУ АПЛ приведен в виде интегральных зависимостей от продолжительности эксплуатации установок.

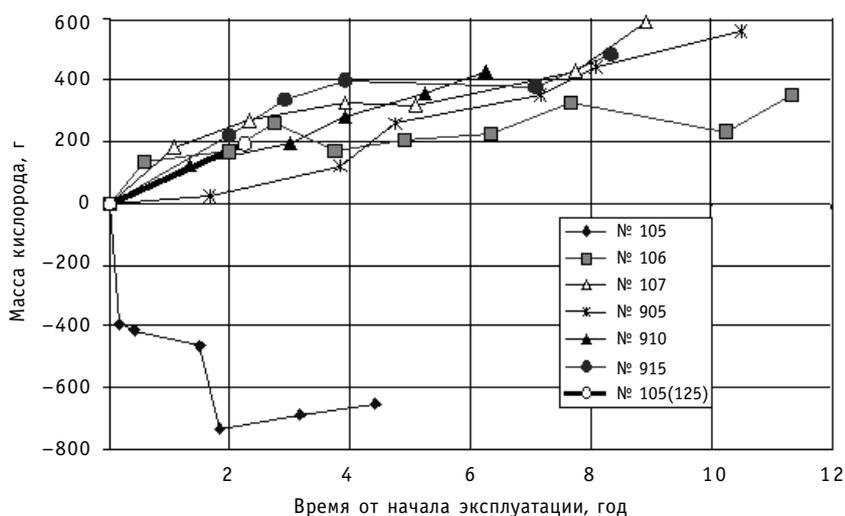


Рис. 1. Баланс вводимого и выводимого в ходе регламентных работ кислорода

На этом рисунке показано избыточное введение в первый контур кислорода для практически всех реакторных установок с соответствующими заводскими номерами. Исключение из общего правила составляет лишь эксплуатация РУ заказа 105 в начальный период, что, по-видимому, связано с исходным, более значительным загрязнением первого контура этой установки по сравнению с остальными. Относительно небольшое количество усвоенного первыми контурами кислорода за весь период эксплуатации связано в основном с тем, что подавляющая часть внутриконтурного оборудования подвергалась предварительной пассивации, а температурные условия работы конструкционных сталей можно отнести к умеренным.

В ходе эксплуатации установок постепенно был выработан унифицированный комплекс периодических технологических мероприятий, который незначительно отличался для ППУ ОК-550 и БМ-40А в некоторых деталях, учитывающих их конструктивные различия. Этот комплекс включал последовательное проведение технологических режимов обработки теплоносителя и первого контура восстановительными водородосодержащими смесями, окислительными пароводородными и кислородосодержащими газовыми смесями при различных температурах теплоносителя.

На рис. 2 в качестве примера показано изменение основных контролируемых параметров в ходе выполнения типичного комплекса, получившего название регламентных работ по технологии теплоносителя.

На данном рисунке приведено изменение во времени показаний датчика термодинамической активности кислорода, концентрации водорода при регенерации теплоноси-

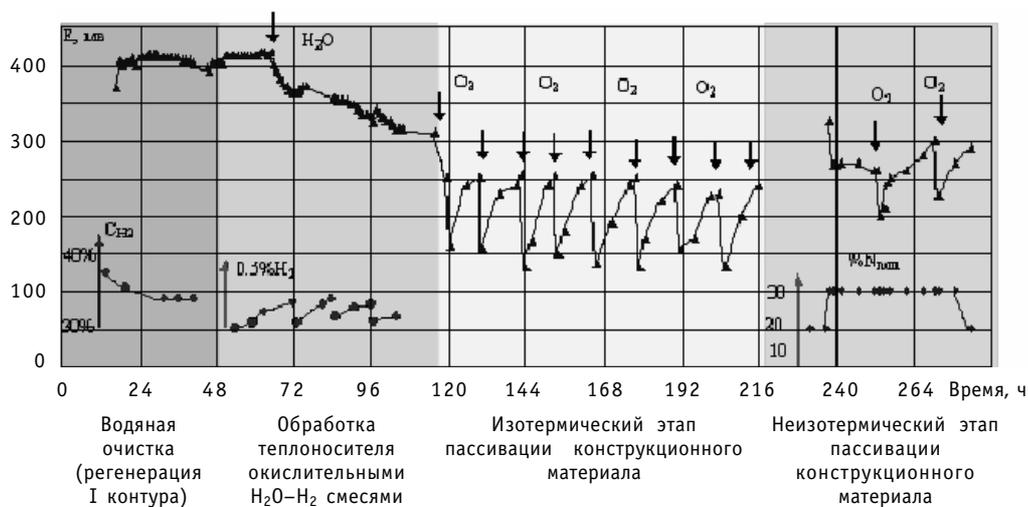


Рис. 2. Типичный характер изменения основных параметров в ходе регламентных работ

теля и в режиме обработки пароводородными смесями, подачи порций кислорода в изотермических условиях и при работе установки на мощности.

В основном эти работы носили профилактический характер. В начальный период технологический комплекс проводился один раз в год на каждой установке. Постепенно по мере накопления практического опыта, отработки диагностических режимов контроля состояния теплоносителя и первого контура периодичность использования данного комплекса была увеличена до одного раза в два – три года.

Наличие в составе регламентных работ изотермических режимов работы установок при повышенной температуре обуславливало определенные технические трудности обеспечения этих режимов, связанные с осушкой второго контура и необходимостью работы внешнего источника пара повышенных параметров. По-

этому отработывался альтернативный комплекс мероприятий, проводимых в неизотермических условиях при работе установок на энергетических уровнях мощности.

Основные технологические режимы обработки теплоносителя восстановительными и окислительными пароводородными смесями с их эжекционным вводом в поток теплоносителя в таких условиях были отработаны на стенде КМ-1 [5]. Эти испытания показали, что несмотря на более низкую эффективность водородной очистки «холодных» участков первого контура, данный процесс имеет место, а в условиях относительно слабой загрязненности контура оксидами теплоносителя он является приемлемой заменой изотермического режима.

Как уже отмечалось, в ходе эксплуатации установок усиливалась диагностическая составляющая проводимых технологических работ. В их состав были введены специальные режимы для оценки состояния теплоносителя и первого контура. Суть этих режимов состояла в тестовых воздействиях на теплоноситель кислородосодержащими и водородосодержащими газовыми смесями, позволявшими по реакции системы делать выводы о ее физико-химическом состоянии. В частности, эжекционная обработка первого контура паро-водородными смесями при двух пониженных по сравнению с режимом водородной очистки уровнях содержания водорода позволила оценить не только скорость потребления кислорода внутренними поверхностями контура, но и оценить степень зашлаковки контура оксидами теплоносителя.

Рассмотренные выше два направления модернизации регламентных работ в практическом плане не получили широкого распространения, поскольку пришлось на заключительную стадию эксплуатации установок. Тем не менее, они отражают общие тенденции к упрощению технологического сопровождения эксплуатации установок со свинцово-висмутовым теплоносителем и усилению контроля над физико-химическим состоянием теплоносителя и первого контура.

Эксплуатация реакторных установок второго поколения, так же, как и первого, сопровождалась различными отклонениями от нормальных условий. Имели место случаи течи парогенераторов, попадания масла в теплоноситель и другие нарушения обычных условий [10]. Однако принципиальное отличие двух поколений установок заключалось в том, что, во-первых, работа РУ проектов 705 и 705К в таких условиях являлась скорее исключением, чем правилом, и, во-вторых, каждому такому случаю уделялось особое внимание. При необходимости проводились дополнительные технологические мероприятия по ликвидации последствий эксплуатации той или иной установки в условиях, отклоняющихся от нормальных. В качестве примера можно привести специальные технологические режимы, проводимые после завершения ремонтных работ или специальные режимы «отмывки» первого контура от масла и продуктов его пиролиза [10].

Нельзя не упомянуть в этой связи об уникальных возможностях тяжелых теплоносителей по формированию твердофазных пробок, герметизирующих трещины в элементах оборудования первого контура. В частности, на стенде КМ-1 был отработан и успешно осуществлен комплекс технологических мероприятий по «залечиванию» корпуса парогенератора [5], позволивший отказаться от длительных и трудоемких операций по демонтажу-монтажу парогенератора.

В целом, заканчивая сравнительное рассмотрение опыта решения вопросов технологии свинцово-висмутового теплоносителя на ЯЭУ первого и второго поколения, следует констатировать существенный прогресс не только в понимании протекающих в жидкометаллическом контуре процессов, но и в практическом освоении методов контроля и управляемого воздействия на эти процессы. Тот факт, что ни одна

из девяти реакторных установок второго поколения не была выведена из эксплуатации по причинам, относящимся к сфере проблем технологии теплоносителя, свидетельствует о том, что данная проблема на сегодняшний день перестала быть критической при использовании свинцово-висмутового теплоносителя.

Вместе с тем данный вывод не означает, что все проблемы технологии решены. В настоящее время разрабатывается ряд новых проектов [11, 12, 13] с использованием тяжелых теплоносителей, в которых условия существенно отличаются от тех, которые были реализованы в эксплуатировавшихся установках. Они отличаются как по температурным условиям работы, схемному и конструктивному исполнению, масштабному фактору, так и по используемым конструкционным сталям, применению в ряде установок свинцового теплоносителя и, наконец, в ускорительно-управляемых системах, по наличию принципиально нового эффекта – генерации широкого спектра примесей за счет ядерных реакций в самом теплоносителе.

Естественно, все это потребует проведения дополнительных исследований и применительно к новым условиям адекватного отражения в методах и средствах технологии теплоносителя.

Литература

1. 50 лет освоения технологии тяжелых теплоносителей (свинец–висмут, свинец, галлий). – Обнинск, 2001.
2. Суворов Г.П., Бугреев М.И., Кузько О.В. Опыт создания и эксплуатации стенда 27/ВТ/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 1. – С. 70.
3. Драгунов Ю.Г., Степанов В.С. и др. Паропроизводящая установка БМ-40/А. Опыт создания и эксплуатации/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 1. – С. 88.
4. Митенков Ф.М., Антоновский Г.М. и др. Опыт создания и эксплуатации оборудования РУ ОК-550/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 1. – С. 84.
5. Филатов Б.В., Василенко В.А. и др. Стенд КМ-1. Опыт эксплуатации/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 1. – С. 80.
6. Карабаш А.Г. Химико-спектральный анализ и основы химической технологии жидкометаллического теплоносителя эвтектического сплава свинец–висмут/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 2. – С. 595.
7. Громов Б.Ф., Григорьев О.Г. и др. Анализ опыта эксплуатации реакторных установок с теплоносителем свинец–висмут и имевших место аварий/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 1. – С. 63.
8. Громов Б.Ф., Орлов Ю.И. и др. Проблема технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей (свинец–висмут, свинец)/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 1. – С. 92.
9. Блохин В.А., Будылов Е.Г. и др. Опыт создания и эксплуатации твердоэлектролитных активометров кислорода в теплоносителе свинец–висмут/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 2. – С. 631.
10. Иванов К.Д., Мартынов П.Н. Опыт решения вопросов технологии теплоносителя свинец–висмут при эксплуатации установок АПЛ второго поколения/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 2. – С. 709.
11. Степанов В.С., Климов Н.Н. и др. Перспективные реакторные установки с жидкометаллическим теплоносителем свинец–висмут/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 2. – С. 415.
12. Орлов В.В., Филин А.И. и др. конструкция реакторов БРЕСТ электрической мощностью 300 и 1200 МВт/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных техно-

логиях». – Обнинск, 1999 – Т. 2. – С. 503.

13. *Цырлин М., Ледин Ш., Брановер К.* Использование тяжелых жидкометаллических теплоносителей в ускорительно-управляемых системах/Сб. докладов конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 1999. – Т. 1. – С. 163.

Поступила в редакцию 1.09.2006

УДК: 621.039.534.6

ТВЕРДОФАЗНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ РЕГУЛИРОВАНИЯ КИСЛОРОДА В ТЯЖЕЛЫХ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ

**П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Симаков, В.С. Ланских,
А.Ю. Чабань, Е.А. Мачула**
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Настоящая работа отражает результаты исследований по обоснованию метода и средств для обеспечения коррозионной стойкости сталей в тяжелых жидкометаллических свинецсодержащих теплоносителях применительно к условиям эксплуатации перспективных ЯЭУ (БРЕСТ-ОД-300, СВБР 75/100 и др.), различных циркуляционных стендов, мишенных усорительно-управляемых и технологических статических установок.

Для отвода тепла от активной зоны в ядерных энергетических установках (ЯЭУ) используются различные теплоносители (вода, газы, жидкие металлы). Все они имеют свои плюсы и минусы. Так называемые тяжелые жидкометаллические теплоносители (ТЖМТ), а это, в первую очередь, свинец и эвтектический сплав свинец-висмут (44,5%Pb-55,5%Bi), в настоящее время активно исследуются за рубежом для использования в ядерной энергетике и ускорительно-управляемых системах. В России изучение данных теплоносителей началось в 60-х годах XX века и закончилось созданием 12 атомных реакторов (суммарная наработка ~ 80 реакторо-лет) [1]. В настоящее время принято решение о создании атомной энергетики нового поколения с заложенными принципами естественной безопасности. В связи с этим, основные преимущества тяжелых жидкометаллических теплоносителей (такие как негорючесть, отсутствие больших давлений в I контуре, хорошие теплофизические свойства) позволяют конструкторам рассматривать их в перспективных проектах (СВБР, БРЕСТ и т.д.).

Однако основной негативной особенностью теплоносителей Pb и Pb-Bi является их достаточно высокая коррозионная активность по отношению к конструкционным материалам. В связи с этим главными задачами технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей, возникающими при их использовании, являются обеспечение коррозионной стойкости контактирующих с ними материалов и обеспечение чистоты самого теплоносителя.

В настоящее время основным методом для защиты конструкционных материалов (сталей) от коррозии в среде свинецсодержащих расплавов является кислородная пассивация, заключающаяся в формировании и поддержании на поверх-

© П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Симаков, В.С. Ланских, А.Ю. Чабань, Е.А. Мачула, 2007

ностях сталей тонких, хорошо сцепленных с основной, плотных оксидных пленок, препятствующих развитию коррозионных процессов. При наличии таких пленок коррозионная стойкость конструкционных материалов многократно возрастает.

Специалистами ГНЦ РФ-ФЭИ разработаны метод и средства решения данной проблемы сначала для эвтектического сплава свинец–висмут (44,5%Pb–55,5%Bi), а в последние годы и для расплава свинца (совместно с НИКИЭТ). Метод обеспечивает регулирование окислительного потенциала ТЖМТ и основан на использовании процесса растворения твердофазных оксидов свинца, помещаемых в поток теплоносителя (твердофазный метод). При этом применяемые в качестве средства окисления сформированные специальным образом сфероиды PbO размещаются и удерживаются в ограниченном по объему участке циркуляционного контура, сообщаемом по расплаву с основным контуром. Твердофазное средство окисления, контактируя с циркулирующим тяжелым теплоносителем, растворяется с выделением кислорода, который далее транспортируется по всему контуру с потоком теплоносителя. Указанный метод реализуется с помощью специальных устройств – массообменных аппаратов (МА), обеспечивающих коррозионную стойкость конструкционных материалов в расплавах свинца и свинца-висмута во всем рабочем диапазоне температур (до 923 К) [2, 3].

Конструктивно массообменный аппарат представляет собой реакционную емкость, заполненную твердофазным окислителем (сфероиды PbO) (рис. 1). Расход через него осуществляется либо с помощью персонального насоса, либо при помощи встроенных нагревателей, создающих не только конвективный расход через реакционную емкость, но и повышающих температуру в ней.

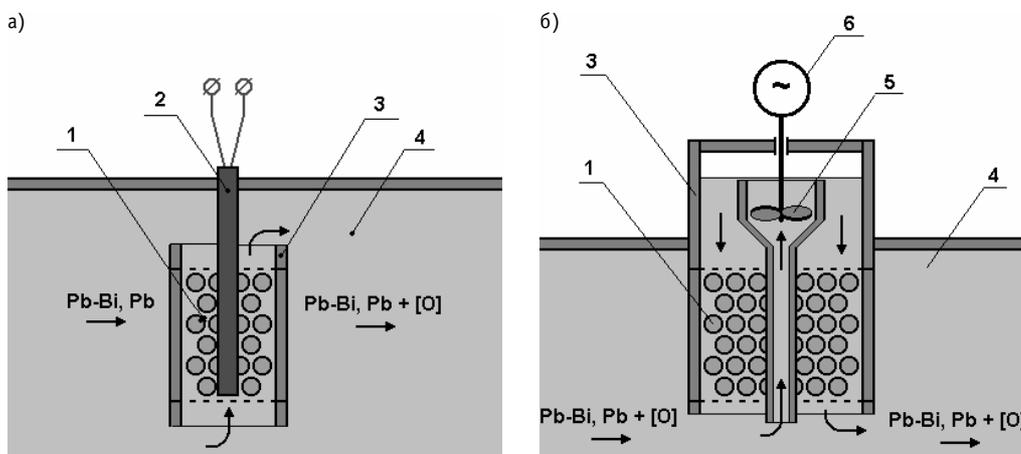


Рис. 1. Принципиальная схема массообменного аппарата: а – с внутренним нагревателем, б – со встроенным насосом; 1 – реакционная емкость с твердофазным окислителем (сфероиды PbO); 2 – внутренний нагреватель; 3 – корпус МА; 4 – основной контур; 5 – встроенный насос; 6 – двигатель насоса с частотным регулятором

К настоящему времени завершено экспериментально-расчетное исследование кинетики растворения зернистого слоя сфероидов PbO (материала засыпки МА) в свинцовом теплоносителе [4]. Эксперименты вначале проводились в квазистатических условиях (перемешивание теплоносителя только за счет конвекции со скоростью не более 0,01 м/с). Исследования проводились методом водородного восстановления предварительно окисленного расплава свинца.

Обработка экспериментальных данных, полученных в статических условиях по определению значений скорости растворения твердофазного PbO в свинце (отдельные сфероиды) при температуре 673 ÷ 873 К, представлена в табл. 1.

Таблица 1

Значения удельной скорости растворения твердофазного PbO в свинце

| Температура, К | 673 | 723 | 773 | 823 | 873 |
|--|---------------------|---------------------|---------------------|---------------------|----------------------|
| Скорость растворения, $\Gamma_{[O]} / (\text{см}^2 \cdot \text{PbO} \cdot \text{ч})$ | $1,5 \cdot 10^{-4}$ | $3,1 \cdot 10^{-4}$ | $4,9 \cdot 10^{-4}$ | $7,9 \cdot 10^{-4}$ | $10,6 \cdot 10^{-4}$ |

На основании этих данных получена следующая зависимость логарифма скорости растворения оксида свинца в свинце от температуры с погрешностью менее 5,5%:

$$\lg K_p = -0,096 - 2489/T \cdot \Gamma_{[O]} / (\text{см}^2 \cdot \text{PbO} \cdot \text{ч}). \quad (1)$$

Затем были проведены эксперименты в условиях, имитирующих омывание засыпки PbO в МА набегающим потоком теплоносителя. В рабочий участок вводились картриджи, содержащие 4 и 8 слоев сферической засыпки PbO. При этом в ходе испытаний температура свинцового теплоносителя находилась в диапазоне 673 ÷ 823 К, а скорости жидкого Pb – в пределах 0,07 ÷ 0,25 м/с. Указанные параметры проведения экспериментов моделировали потенциальные режимы работы массообменных аппаратов в перспективных ЯЭУ и исследовательских стендах ГНЦ РФ-ФЭИ, ЦНИИ – КМ «Прометей» и др. Результаты обработки полученных экспериментальных данных представлены в табл. 2.

Таблица 2

Удельная скорость растворения сфероидов оксида свинца PbO $\lg K_p (\Gamma_{[O]}$ или $\Gamma_{\text{PbO}}) / (\text{см}^2 \cdot \text{PbO} \cdot \text{ч})$ в зависимости от температуры, количества слоев насыпного материала и истинной скорости обтекания сфероидов

| Скорость, м/с | Число слоев | Температура, К | | | | | | | |
|---------------|-------------|----------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| | | 673 | | 723 | | 773 | | 823 | |
| | | [O] | PbO | [O] | PbO | [O] | PbO | [O] | PbO |
| 0,07 | 4 | -3,40 | -2,26 | -2,50 | -1,36 | -1,78 | -0,64 | | |
| | 8 | -3,18 | -2,04 | -2,56 | -1,42 | -1,93 | -0,79 | -1,49 | -0,35 |
| 0,13 | 4 | -2,88 | -1,74 | -2,20 | -1,06 | -1,31 | -0,17 | | |
| | 8 | | | -2,23 | -1,09 | -1,45 | -0,31 | -1,19 | -0,05 |
| 0,18 | 4 | -2,56 | -1,42 | -1,93 | -0,79 | -1,20 | -0,06 | | |
| | 8 | -2,50 | -1,36 | -1,89 | -0,75 | -1,27 | -0,13 | -0,92 | 0,22 |
| 0,25 | 4 | -2,44 | -1,30 | -1,79 | -0,65 | -1,11 | 0,03 | | |
| | 8 | | | -1,83 | -0,69 | -1,19 | -0,05 | -0,81 | 0,33 |

Обобщение экспериментальных данных по кинетике растворения стационарной засыпки сферических элементов из оксида свинца привело к соотношению

$$Sh = 8,7 \cdot 10^{-4} \cdot Re^{1,42} \cdot Sc^{0,83}, \quad (2)$$

где $Sh = \frac{\beta \cdot l}{D}$ – число Шервуда (иногда это число называют диффузионным числом

Нуссельта); $Re = \frac{w \cdot l}{\nu}$ – число Рейнольдса; $Sc = \frac{\nu}{D}$ – число Шмидта или диффузи-

онный Прандтль; β – коэффициент массоотдачи, м/с, $\{\beta = q/[B \cdot (C_s - C) \cdot S_p], \beta = K_p(1 - a_{[O]})/[\rho(C_s - C)]/360, q$ – поток кислорода, кг/с, термодинамическая активность кислорода в свинце $a_{[O]} \ll 1$, ρ – плотность свинца, кг/м³, C и C_s – текущая концентрация и концентрация насыщения кислорода в свинце, в массовых долях от 1}; S_p – поверхность растворения, м²; ν – кинематическая вязкость, м²/с; D – коэффициент молекулярной диффузии кислорода в свинце, м²/с; l – характерный размер, м, $l = \frac{2}{3} \cdot \frac{\varepsilon \cdot d_{сф}}{1 - \varepsilon}$, ε – пористость слоя сфероидов PbO (для слоя сферических частиц принимается равной 0,4), $d_{сф}$ – диаметр сфероидов, м; w – скорость м/с).

Данное соотношение имеет относительную погрешность вычисления $\delta = 25\%$ при следующих параметрах свинца: $Re = 1000 \div 5000$, $Sc = 30 \div 200$, температура – до 823 К, скорость до – 1 м/с и активность кислорода на входе в МА, соответствующая диапазону $a_{[O]} = n(10^{-5} - 10^{-2})$.

Ранее подобные эксперименты были проведены авторами на эвтектическом сплаве свинца-висмута. В результате проведенных исследований была получена следующая критериальная зависимость:

$$Sh = 3,8 \cdot 10^{-2} \cdot Re^{0,70} \cdot Sc^{0,67}. \quad (3)$$

Соотношения (2) и (3) рекомендуются для предварительного расчета массообменных аппаратов регулирования концентрации кислорода в свинце и свинце-висмуте соответственно.

В 2000 г. была впервые экспериментально показана возможность использования твердофазного метода регулирования концентрации кислорода в свинцовом теплоносителе с целью поддержания ее заданного уровня. С помощью массообменного аппарата с твердофазным оксидным источником растворенного кислорода было обеспечено поддержание заданной концентрации кислорода в диапазоне $C_{[O]} = 1 \cdot 10^{-7} \div 5 \cdot 10^{-6} \%_{\text{мас.}}$ в циркуляционном контуре (теплоноситель Pb, $T_{\text{max}} = 923$ К, $T_{\text{min}} = 673$ К, $M_{\text{Pb}} \sim 800$ кг) в течение 1016 ч. Это было осуществлено как за счет регулирования расхода свинца (при помощи вентиля) через массообменный аппарат, так и путем создания конвекционного расхода при повышении температуры в реакционной емкости МА с помощью электрических нагревателей [5]. В ходе данной кампании преимущественно использовался режим регулирования за счет применения обогрева реакционной емкости массообменного аппарата с помощью электрических нагревателей. Указанный режим характеризовался высокими плавностью и тонкостью регулирования, отсутствием дискретности и возможностью поддержания заданного узкого (2 ÷ 5%) диапазона на очень малых концентрациях кислорода в течение длительного времени.

За последние годы был разработан целый спектр массообменных аппаратов различных типов (рис. 2) для обеспечения заданного кислородного режима при проведении коррозионных испытаний в циркуляционных стендах и статических установках (ГНЦ РФ-ФЭИ, ЦНИИ КМ «Прометей», ФГУП НИКИЭТ), а также для испытаний разных конструкций МА (ГНЦ РФ-ФЭИ). Всего было создано 26 массообменных аппаратов 7 типов с суммарной наработкой ~ 50 000 ч.

В период 2000–2005 гг. были выполнены работы по обеспечению заданных кислородных режимов при проведении коррозионных испытаний на циркуляционных стендах в ГНЦ РФ-ФЭИ (стенд «СМ-2») и ЦНИИ КМ «Прометей» (стенд «Х-5Л»). Время успешного регулирования заданного уровня концентрации кислорода в тяжелом теплоносителе при использовании твердофазного метода составило более 18 000 ч на стенде «СМ-2» (рис. 3), более 15 000 ч на стенде «Х-5Л» [5, 8, 9].

Твердофазный метод отличался высокими характеристиками тонкости регулирования, отсутствием дискретности и возможностью в ручном режиме поддержа-



Рис. 2. Конструкции массообменных аппаратов для статических установок и стендов с теплоносителями Pb и Pb–Bi

ния заданного узкого диапазона даже при очень малых концентрациях кислорода ($1 \cdot 10^{-7} \div 5 \cdot 10^{-6} \%_{\text{мас.}}$) в течение длительного времени.

Прямой ревизией реакционных емкостей массообменных аппаратов (после проведения всех кампаний) было установлено, что применение массообменного аппарата не приводило к выносу твердой оксидной фазы за пределы МА и образованию шлаков в контуре [6].

Отрабатываемое регулирование концентрации кислорода в тяжелом жидкометаллическом теплоносителе с помощью массообменных аппаратов осуществлялось в ручном режиме и требовало постоянного внимания оперативного персонала, что не исключало возможности принятия неправильных решений при управлении МА. Указанные решения могли привести как к нарушению заданного кислородного режима контура, так и к выходу из строя самого МА. В связи с этим являлось логичным исключение «человеческого» фактора из режима управления массообменным аппаратом и переход к системе автоматического регулирования концентрации кислорода.

В 2002–2003 гг. впервые были проведены стендовые испытания прототипа системы автоматического регулирования (САР) концентрации кислорода в тяже-

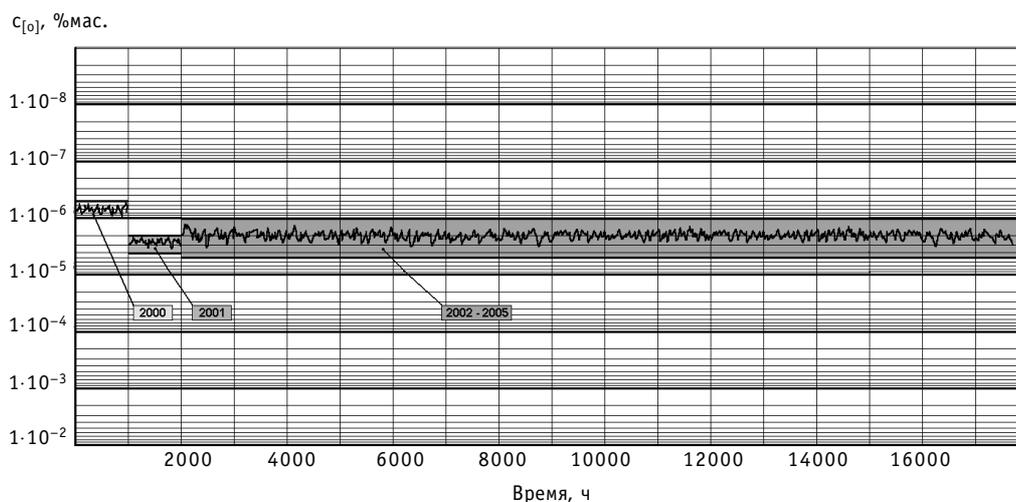


Рис. 3. Регулирование заданных уровней концентрации кислорода в тяжелом теплоносителе (Pb) на стенде «СМ-2» при использовании твердофазного метода

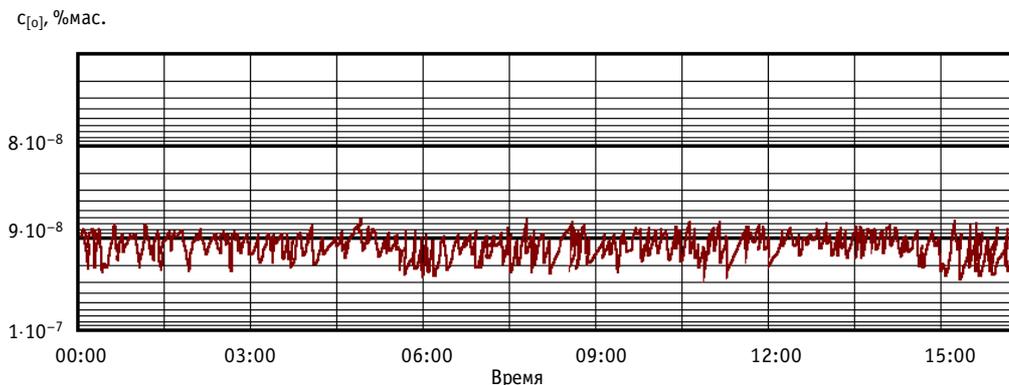


Рис. 4. Автоматическое поддержание заданной концентрации кислорода ($C_{[O]} = 9 \cdot 10^{-8} \%_{\text{мас.}}$) на стенде «ТТ-2М» (Pb-Bi) 15.10.2004 г

лом жидкометаллическом теплоносителе (Pb-Bi). Экспериментально подтверждены основные положения, заложенные в концепцию системы на этапе ее разработки и создания. Проведены успешные испытания прототипа системы САР в режимах, моделирующих различного рода провокации, влияющие на состояние окислительного потенциала теплоносителя в неизотермическом контуре циркуляции (переход с одной уставки на другую; работа в условиях Fe-провокаций; температурные провокации в контуре циркуляции). Разработанная система позволяет в стационарных условиях обеспечивать поддержание заданного уровня концентрации кислорода в тяжелом жидкометаллическом теплоносителе с точностью $\sim 1\%$ (рис. 4) [7].

Таким образом, можно констатировать, что в настоящее время в ГНЦ РФ-ФЭИ разработан способ поддержания коррозионной стойкости стального циркуляционного контура (или стационарных установок) с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями. Созданы (или могут быть спроектированы) массообменные аппараты, основанные на твердофазном методе для их применения на различных установках, от миниатюрных (1 ч 5 л теплоносителя) до крупногабаритных, реакторных [8, 9].

В дальнейшем одной из приоритетных задач видится создание мощной с элементами искусственного интеллекта системы автоматического регулирования кислородного потенциала тяжелого теплоносителя, полностью исключая потребность вмешательства оперативного персонала при любых, даже нештатных режимах работы установок.

Литература

1. Тошинский Г.И. А.И. Лейпунский и ядерные энергетические установки с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут для атомных подводных лодок // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – № 4. – С. 13-18.
2. Мартынов П.Н., Орлов Ю.М., Русанов А.Е. и др. Твердофазный метод регулирования заданной термодинамической активности кислорода в свинцовом теплоносителе / Теплофизические свойства веществ: Труды международного семинара. – Нальчик: КБГУ, 2001. – С. 120-124.
3. Сысоев Ю.М., Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. Патент РФ №2246561 от 20.02.2005 г. на изобретение «Способ поддержания коррозионной стойкости стального циркуляционного контура со свинецсодержащим теплоносителем и массообменное устройство для его реализации (варианты)».
4. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. и др. Регулирование термодинамической активности кислорода в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителях методом растворения оксидов / Ядерные реакторы на быстрых нейтронах. Российский научно-технический форум. Материалы конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 2003. – С. 77-78.

5. Мартынов П.Н., Симаков А.А., Асхадуллин Р.Ш. и др. Разработка и экспериментальная эксплуатация массообменных аппаратов для обеспечения заданного кислородного режима в теплоносителях на основе свинца/Ядерные реакторы на быстрых нейтронах. Российский научно-технический форум. Материалы конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». – Обнинск, 2003. – С.89-90.
6. Martynov P.N., Orlov Yu.I., Askhadullin R.Sh. etc. Validation of lead coolant technology for BREST reactors/"ICONE-11". – Japan, 2003.
7. Мартынов П.Н., Симаков А.А., Асхадуллин Р.Ш. и др. Твердофазная технология регулирования кислорода в тяжелых жидкометаллических теплоносителях//Новые промышленные технологии. ЦНИЛОТ. – 2004. – № 3. – С. 30-34.
8. Мартынов П.Н., Симаков А.А., Асхадуллин Р.Ш. и др. Создание кибернетической системы контроля, прогнозирования и управления состоянием свинцово-висмутового (свинцового) теплоносителя и поверхностей контура ЯЭУ: Материалы межотраслевой тематической конф. «Теплофизика – 2005». – Обнинск, 2005. – С. 18-20.
9. Martynov P.N., Askhadullin R.Sh., Simakov A.A., Kumaev V.Ya. № 208. Controlled oxide dissolution processes in pb-bi and pb coolants and mass exchange apparatus for monitoring the oxygen regime/The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11) Avignon, France, 2-6, 2005.

Поступила в редакцию 1.09.2006

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ АЭРОЗОЛЕЙ В ГАЗОВЫХ КОНТУРАХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ТЯЖЕЛЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

П.Н. Мартынов, А.М. Посажеников, И.В. Ягодкин

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



В работе представлены результаты исследований процессов аэрозолеобразования и основных характеристик аэрозолей тяжелого теплоносителя в замкнутом газовом объеме над его поверхностью при различном состоянии поверхности раздела жидкий металл – газ и при струйном истечении свинца в воздушную атмосферу.

Предметом исследований являлись: дисперсный состав, концентрация, морфология аэрозольных частиц и их трансформация во времени, а также влияние различных факторов на интенсивность образования.

Физико-химические процессы, протекающие в контурах ЯЭУ с циркулирующим тяжелым жидкометаллическим теплоносителем, приводят к образованию мелкодисперсных частиц различной природы с последующим выходом их в газовые объемы в виде аэрозолей. Газовый контур реакторных установок – это многофункциональная система, в которой предполагается циркуляция радиоактивного газа по разветвленному контуру и поддержание требуемого компонентного состава газовой смеси на заданном уровне.

Если не принимать специальных мер по очистке циркулирующего газа от аэрозольных частиц, то возможны неблагоприятные последствия, связанные с ухудшением теплообмена на элементах газового оборудования, увеличением гидравлического сопротивления каналов, снижением работоспособности контрольно-измерительных приборов (датчики давления, гамма-датчики контроля разгерметизации оболочек ТВЭЛ и др.). Это может привести и к ухудшению радиационной обстановки, вследствие появления на оборудовании отложений примесей – источников ионизирующего излучения.

Разуплотнение газового контура ЯЭУ приведет к попаданию радиоактивных аэрозолей непосредственно в рабочие помещения со всеми вытекающими отсюда негативными последствиями. Образование радиоактивных аэрозолей в помещениях возможно также в результате аварийных течей жидкого металла из контура. Аэрозоли, образующиеся в воздухе при течах теплоносителя, также подлежат улавливанию системами аэрозольной очистки.

Для предотвращения указанных негативных последствий необходимо создание соответствующих фильтров по очистке газовых контуров от аэрозолей. При их разработке, в первую очередь, следует учитывать характеристики очищаемой газовой

среды, концентрацию и дисперсный состав содержащихся в ней аэрозольных частиц, и что на образование аэрозольных частиц в газовом объеме и интенсивность их отложения на оборудовании и аппаратуре оказывают влияние температурные и гидродинамические режимы эксплуатации жидкометаллического контура, периодическая обработка контура газовыми смесями, состояние свободной поверхности теплоносителя («чистая» или «зашлакованная») и другие факторы.

Исследование аэрозолей тяжелого теплоносителя включало в себя несколько основных этапов:

- исследование характеристик аэрозолей в газовом объеме над поверхностью теплоносителя в различных режимах работы экспериментальной установки, а именно, получение данных о концентрациях и дисперсном составе аэрозолей и изучение влияния различных температурных режимов и состояния поверхности раздела жидкий металл – газ на параметры аэрозольных продуктов в газовом объеме;
- исследование характеристик аэрозолей при разливе теплоносителя в воздушную атмосферу, т.е. получение данных о концентрациях и дисперсном составе образующихся аэрозолей при разливах конечных объемов теплоносителя с различной скоростью разлива.

Для решения поставленных задач были созданы экспериментальные установки, моделирующие реальные условия и режимы работы с тяжелым теплоносителем.

В результате проведенных исследований получены данные по динамике изменения дисперсного состава, счетной и массовой концентрации аэрозольных частиц тяжелого теплоносителя в газовом объеме при различных технологических режимах: спокойное испарение сплава и кратковременный барботаж инертного газа сквозь его толщу, излив сплава в воздушную атмосферу.

В режиме спокойного испарения свинца зарегистрирован широкий спектр аэрозольных частиц по размерам, что позволяет говорить о высокой полидисперсности образующихся аэрозолей [1]. Для температурного режима 600°C отмечено, что крупные аэрозольные частицы размером $>3,0$ мкм практически отсутствуют и основной вклад в массовую концентрацию аэрозолей вносят частицы размером $0,4 \div 0,5$ мкм, счетная концентрация которых на начало экспериментов составляла величину $C \sim (1 \div 4) \cdot 10^5$ частиц/л, а на окончание соответственно – до $C \sim (0,4 \div 4) \cdot 10^4$ частиц/л. Отличие массовых концентраций аэрозольных частиц для точек отбора анализируемого газа на высотах 500 и 1000 мм от поверхности сплава при этой температуре незначительно: общая величина концентраций составляет на начало экспериментов ~ 100 мкг/м³, которая постепенно снижается до значений $\sim 10 \div 30$ мкг/м³. В то же время эксперименты, проведенные с отбором проб газа на высоте $h = 50$ мм над сплавом показали, что общая величина массовой концентрации аэрозолей в несколько раз выше ($C \sim 400$ мкг/м³) соответствующих величин в точках отбора $h = 500$ мм и $h = 1000$ мм. Необходимо заметить, что данные результаты по концентрациям аэрозолей свинца являются несколько заниженными, поскольку не учитывают количества аэрозольных частиц, осевших на внутренних поверхностях оборудования, холодильника, на подводящих газовых трубках за счет эффекта термофореза, гравитационного и инерционного осаждения частиц.

Для серии экспериментов при температуре теплоносителя $t = 450, 500^\circ\text{C}$ прослеживается та же общая тенденция снижения со временем концентрации аэрозольных частиц. Величины массовых концентраций аэрозолей свинца на начало экспериментов имеют максимальные значения, что наиболее достоверно отражает состояние и наличие аэрозольных частиц в газовом объеме бака. Сопоставление этих значений выявляет их зависимость от места отбора газа в буферной емкости. Анализ показывает, что при отборе газа на высотах $h = 500$ мм и $h = 1000$ мм над уровнем расплава

суммарные величины массовых концентраций аэрозольных частиц для температур 450 и 500 °С примерно одинаковы и составляют небольшие величины ~20÷30 мкг/м³. Основной вклад в данные значения вносят частицы размером более 2,0 мкм. Проведение экспериментов на высоте отбора газа $h = 50$ мм показало, что величина массовой концентрации аэрозольных частиц для температур 450 и 500°С в несколько раз больше, чем в экспериментах с высотой пробоотбора газа $h = 500$ и 1000 мм. Эта величина составляет ~100÷120 мкг/м³, основной вклад в которую вносят также частицы размером более 2,0 мкм.

Диаграммы сравнения счетных концентраций аэрозольных частиц размером $d = 0,4\div0,5$ мкм, $2,0\div3,0$ мкм и более 3,0 мкм для температур газа 450 и 600°С представлены на рис.3. Видно, что на начало экспериментов величины счетных концентраций аэрозольных частиц для температуры 600°С больше, чем для температуры 450°С. Для частиц размером $0,4\div0,5$ мкм счетная концентрация отличается на порядок, для частиц размером $2,0\div3,0$ мкм – в несколько раз. В дальнейшем значения концентраций частиц для обеих температур 450 и 600 °С снижаются до одинакового уровня: для частиц $0,4\div0,5$ мкм – $C \sim (3\div4) \cdot 10^3$ частиц/л, для частиц $2,0\div3,0$ мкм и $>3,0$ мкм концентрация падает до нуля. Данный факт показывает, что время жизни крупных частиц ($d > 2,0$ мкм) незначительно. Они быстро оседают на внутренних поверхностях оборудования, а приток новых частиц таких размеров незначителен, ввиду малой величины расхода анализируемого газа ~2 л/ч в газовом контуре.

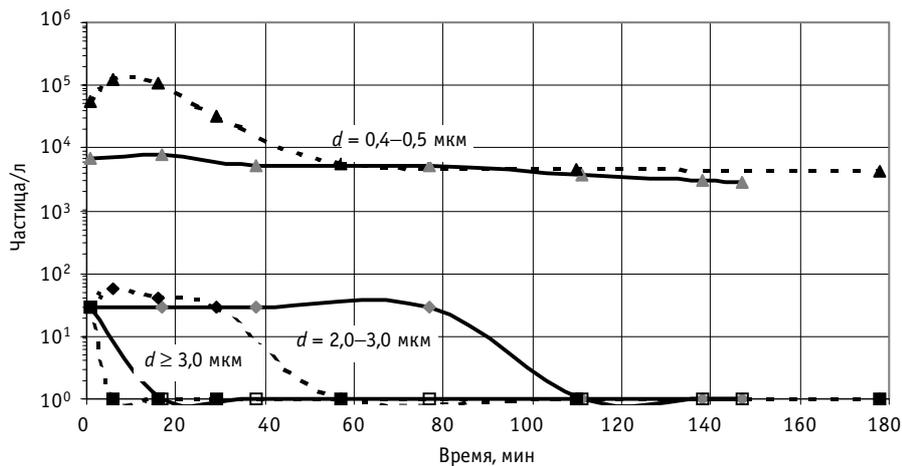


Рис. 1. Динамика распределения аэрозольных частиц свинцового т/н при испарении: ----- $t = 600^{\circ}\text{C}$; ———— $t = 450^{\circ}\text{C}$

Обобщенные данные по концентрациям частиц в зависимости от места (высоты) отбора анализируемого газа представлены в табл. 1.

Таблица 1

Обобщенные данные по концентрациям частиц в зависимости от места (высоты) отбора анализируемого газа

| Температура сплава, °С | Общая массовая концентрация, мг/м ³ | | |
|------------------------|--|--------|---------|
| | Высота отбора газа над сплавом, мм | | |
| | 50 мм | 500 мм | 1000 мм |
| 600 | 0,4 | 0,13 | 0,12 |
| 500 | 0,1 | 0,05 | 0,03 |
| 450 | 0,1 | 0,03 | 0,02 |

Таким образом, процессы образования аэрозолей свинца в газовом объеме установки при температуре расплава 600°C протекают более интенсивно, чем при температурах 450 и 500°C . Массовые концентрации аэрозольных частиц при $t = 600^{\circ}\text{C}$ в несколько раз выше соответствующих величин для температур 450 и 500°C .

На втором этапе проводили исследования процессов образования аэрозольных частиц в газовом объеме установки в режиме возмущения поверхности расплава – кратковременный ($\sim 1,5 \div 2$ мин) барботаж инертного газа (Ar) через слой теплоносителя проводили при температурах 450 , 500 , 600°C . Отбор анализируемого газа из газового объема бака осуществляли на двух высотах над уровнем расплава: $h_1 = 50$ мм и $h_2 = 1000$ мм.

Анализ полученных результатов показывает, что для всех случаев характерна высокая величина массовой концентрации аэрозольных частиц. Для температурных режимов $t_1 = 600^{\circ}\text{C}$ эта величина начало экспериментов составляет $C_1 \approx 10 \div 13$ мг/м³, для $t_2 = 500^{\circ}\text{C}$ – $C_2 \approx 4,5 \div 6,5$ мг/м³, для $t_3 = 450^{\circ}\text{C}$ – $C_3 \approx 2 \div 3$ мг/м³. Эти значения на порядок выше соответствующих величин концентраций аэрозолей для режимов спокойного испарения с невозмущенной поверхности расплава.

Основную роль в данных величинах массовых концентраций играют крупные частицы размером более $2,0$ мкм, счетная концентрация которых достигает значений $\sim 10^4 \div 10^5$ частиц/л, что по сравнению с режимом спокойного испарения ($C \sim 10^2$ частиц/л) на $2-3$ порядка выше. Это связано с процессами диспергирования расплава и возможного выноса частиц сплава вместе с пузырями газа. В ходе каждого эксперимента по истечении $\sim 10 \div 15$ мин концентрация крупных частиц ($d \geq 2,0$ мкм) резко снижается до величин $\sim 10^2$ частиц/л и, как следствие, падает общая массовая концентрация частиц до значений $C \approx 20 \div 50$ мкг/м³.

В графическом виде динамика распределения аэрозольных частиц размером $0,4 \div 0,5$ мкм и $> 2,0$ мкм представлена на рис. 2. Видно заметное отличие (на порядок) концентраций крупных частиц $d > 2,0$ мкм для различных температур (600 и 450°C) в начале циркуляции газа, как следствие, различие по массовым концентрациям аэрозолей. В дальнейшем в ходе экспериментов по истечении $10 \div 30$ мин концентрация частиц $d > 3,0$ мкм снижается практически до нулевых значений, как и в случае со спокойным испарением. Это связано, как уже отмечалось выше, с осаждением данных частиц на внутренних поверхностях газового контура. Частицы размером $d = 0,4 \div 0,5$ мкм и $d = 2,0 \div 3,0$ мкм присутствуют в газовом контуре на протяжении всего

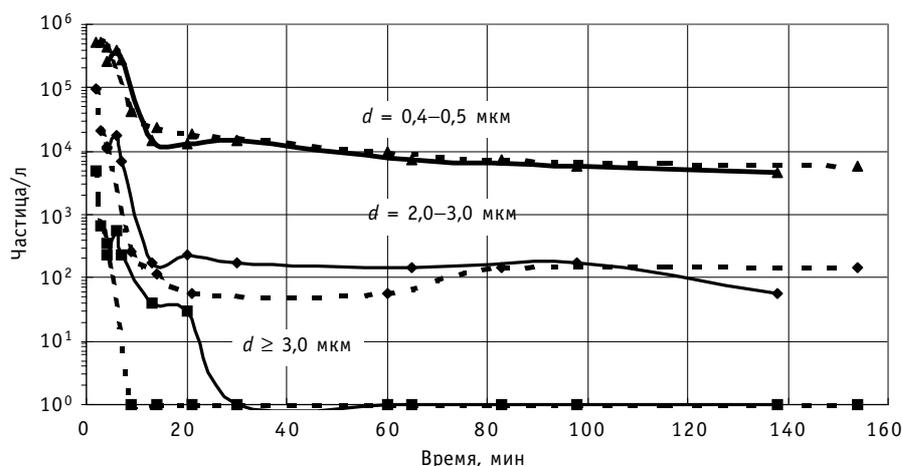


Рис. 2. Динамика распределения аэрозольных частиц свинцового т/н при барботаже: ---

$t =$

450°C ,

$t = 600^{\circ}\text{C}$

времени эксперимента (~140 мин) с концентрацией на уровне соответственно $C_1 \approx 7 \cdot 10^3$ частиц/л, $C_2 \approx 10^2$ частиц/л.

Таким образом, в режиме барботажа инертного газа через слой теплоносителя, по сравнению с режимом спокойного испарения, происходит резкое возрастание концентраций аэрозольных частиц до значений $\sim 10 \div 15$ мг/м³.

Последующие эксперименты по исследованию процессов аэрозолеобразования при изливе (течи) жидкого свинца проводились в два этапа. На первом этапе проливались различные массы металла с различной скоростью. С помощью лазерного спектрометра контролировалась концентрация и дисперсный состав аэрозолей до начала, в процессе и по окончании излива металла. В табл. 2 представлены параметры первой серии экспериментов. В последних столбцах приведены максимальные счетные и массовые концентрации образующихся аэрозолей (момент окончания излива металла).

Таблица 2

Параметры первой серии экспериментов

| Эксперимент № | Время излива | Масса пролитого металла, кг | Скорость излива, кг/мин | Счетная концентрация, частиц/л | Массовая концентрация, мкг/м ³ |
|---------------|--------------|-----------------------------|-------------------------|--------------------------------|---|
| 1 | 9 мин | 4,5 | 0,5 | 72675 | 900 |
| 2 | 5 мин | 5,5 | 1,1 | 127260 | 2589 |
| 3 | 3 мин | 7,2 | 2,4 | 455945 | 60356 |
| 4 | 3 мин | 12 | 3 | 400452 | 550 |
| 5 | 7 мин | 15,5 | 2,2 | 162085 | 4300 |
| 6 | 5 мин | 21 | 4,2 | 421345 | 7720 |

Во всех экспериментах получены высокие значения массовой концентрации аэрозолей свинцового теплоносителя, колеблющиеся в зависимости от параметров излива от $C_m \sim 0,5$ мг/м³ (эксперимент № 4) до $C_m \sim 60$ мг/м³ (эксперимент № 3). Основной вклад в массовую концентрацию вносят крупные аэрозольные частицы $d > 5$ мкм (массовая концентрация аэрозолей в камере до начала процесса излива соответствовала значению $C_m < 0.001$ мг/м³).

По окончании процесса излива в течение 10–15 мин прослеживалась тенденция плавного снижения счетной и массовой концентрации аэрозолей в два-три раза, что связано с седиментацией тяжелых крупных аэрозольных фракций.

Показания аэрозольного спектрометра дают основания говорить о высокой полидисперсности получаемых в процессе излива аэрозолей. Зарегистрированы частицы диаметром от 0.3 до 10 мкм (предел чувствительности прибора). Отбор пробы аэрозольных частиц на контрольный фильтроэлемент (мембрану) подтвердил полученные данные по дисперсному составу аэрозолей. Микрофотография мембраны с осажденными аэрозолями в отраженном и проходящем свете показана на рис. 3.

На рис. 4 приведены полученные зависимости счетных и массовых концентраций аэрозольных частиц в зависимости от параметров излива – скорости и массы излитого металла. Одинаковым цветом отмечены концентрации, присущие одному и тому же эксперименту. Как видно из графиков, прослеживается тенденция роста как счетных, так и массовых концентраций аэрозольных частиц свинцового теплоносителя с увеличением массы излитого металла и скорости излива. Очевидно, что при одина-

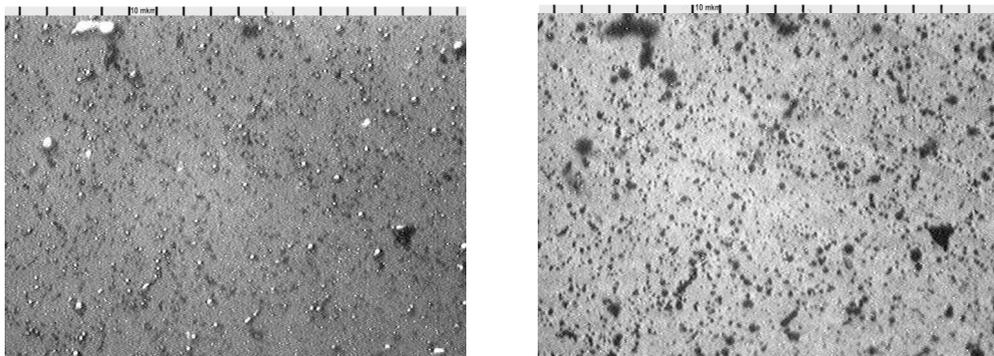


Рис. 3. Микрофотография аэрозольных частиц свинцового теплоносителя, осажденных на мембрану (деление шкалы соответствует 10 мкм)

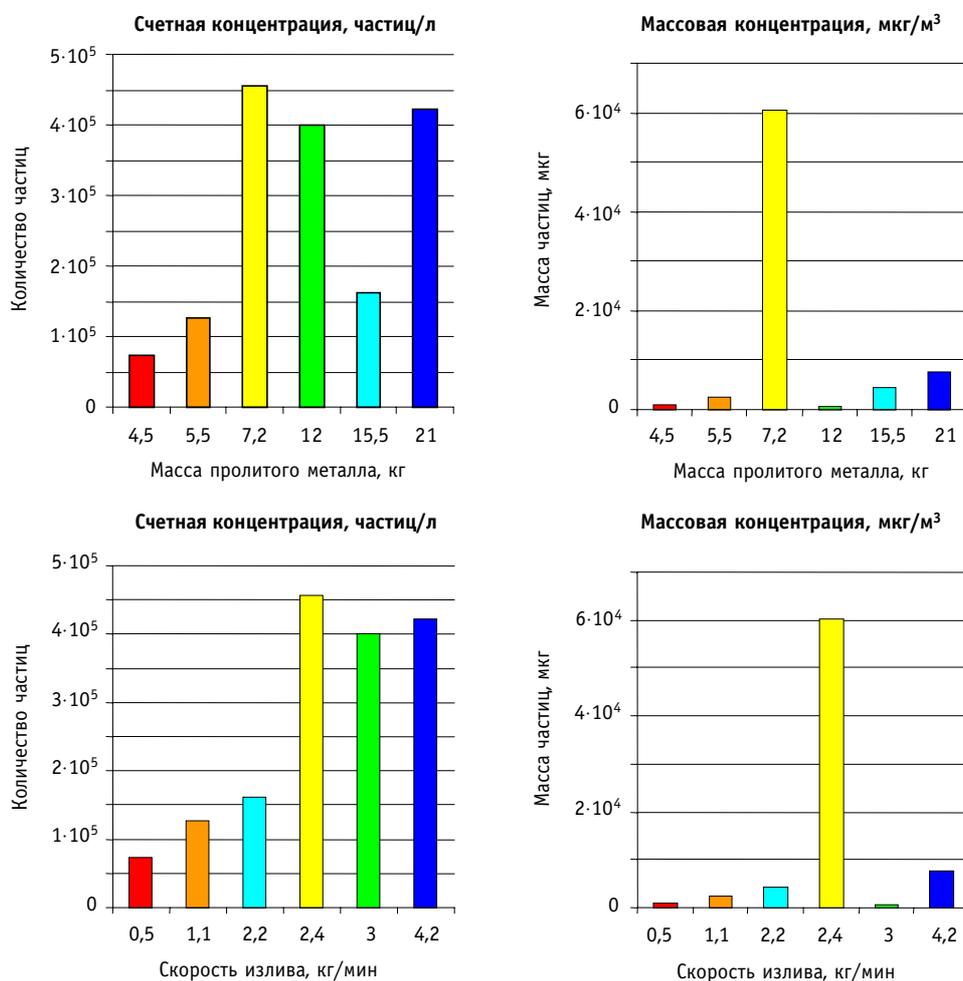


Рис. 4. Счетные и массовые концентрации аэрозолей свинца при различных параметрах излива

ковых условиях излива увеличение массы излитого металла (как следствие – рост времени контакта поверхности струи металла с газовой средой) должно вести к заметному росту мелкодисперсных фракций аэрозольных частиц, а увеличение скорости излива – к возрастанию степени диспергирования теплоносителя за счет соуда-

рения струи с поверхностью препятствия (воронки) и росту концентраций крупнодисперсных фракций, а значит и массовой концентрации аэрозолей. Однако, как показали экспериментальные данные, подобные тенденции нарушаются при наличии заметного отклонения струи от вертикального направления из-за помехи в сопле (при зашлаковывании последнего). Как результат – наблюдается резкий рост количества крупнодисперсных аэрозольных фракций и как следствие, – рост массовой концентрации аэрозолей в атмосфере реакционной камеры (желтые столбцы гистограммы). Наряду с этим явлением отмечается и обратное: при достаточно большой массе и скорости излива (зеленые столбцы – эксперимент № 4) не отмечен рост массовой концентрации аэрозолей, она оказалась самой низкой из всех полученных в экспериментах. При этом существенно выросла счетная концентрация в силу роста количества мелкодисперсных аэрозольных фракций. Таким образом, концентрации образующихся аэрозольных частиц при изливе теплоносителя в воздушную атмосферу в огромной степени зависят от степени диспергирования струи за счет соударения с препятствиями [2].

Полученные результаты по исследованию основных характеристик аэрозолей тяжелых теплоносителей (Pb, Pb–Bi) при различных условиях и режимах эксплуатации послужат основой для разработки теории и практики фильтрации газовых сред от аэрозольных частиц высокой плотности, с последующей разработкой и созданием соответствующих аэрозольных фильтров для защиты оборудования, персонала и окружающей среды.

Литература

1. *Посаженников А.М., Мартынов П.Н., Ягодкин И.В., Кушнарёв Р.А.* Характеристики аэрозолей свинцового теплоносителя/Сб. тезисов IV Международной конф. «ВОЗДУХ 2004». – С-Петербург, 2004.
2. *Посаженников А.М., Мартынов П.Н., Ягодкин И.В., Кушнарёв Р.А.* Исследование характеристик аэрозолей образующихся при изливе свинца в воздушную атмосферу/Сб. тезисов Отраслевого научно-технического семинара «Очистка газовых сред на предприятиях с ядерными технологиями». – Обнинск, 2003.

Поступила в редакцию 1.09.2006

О СОСТОЯНИИ ПРИМЕСЕЙ В ЖИДКИХ МЕТАЛЛАХ

В.А. Морозов, А.В. Морозов

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



Выполнен анализ состояния примесей в щелочных металлах и свинце методом компенсационного эффекта. Показано, что компенсационный закон позволяет оценить форму существования растворенных веществ в расплавах и энтропийное различие растворителей. Компенсационная зависимость является следствием линейной обработки данных эксперимента для любых линейно представляемых характеристик.

Многочисленные работы по кинетическим явлениям и процессам в газах, жидкостях и твердых телах, таким как диффузия, перенос заряда, кинетика химических реакций, термическая инактивация бактерий и т.п. [1–5] посвящены странному, на первый взгляд, результату обработки данных с помощью уравнения Аррениуса, который назван компенсационным законом (эффектом) или правилом Мейера-Нелдела [1]. Эффект состоит в том, что коэффициенты уравнения Аррениуса A_0 (предэкспоненциальный множитель) и E (энергия активации) связаны между собой соотношением

$$\ln A_0 = \ln A_0^* + E/RT^*, \quad (1)$$

где A_0^* – константа; T^* – величина, называемая температурой компенсации, – характеристическая постоянная рассматриваемого процесса; R – газовая постоянная.

Анализ и обсуждения этого закона привели к выводу, что он является следствием линейной обработки экспериментальных данных [1]. Со своей стороны уточним: и следствием метода наименьших квадратов (МНК), и других методов линейной обработки данных.

Прежде всего отметим, что правило Мейера-Нелдела (1) подобно зависимости между коэффициентами линейного уравнения

$$y = a - bx, \quad (2)$$

возникающей при вращении этой линии относительно любой точки с координатами (x_0, y_0) . Тогда

$$\left. \begin{aligned} a &= y_0 + x_0 b \\ da/db &= -x_0 \end{aligned} \right\} \quad (3)$$

При обработке данных методом наименьших квадратов происходит практически то же самое. Линия МНК строится по двум точкам, расположенным близко друг к другу

$$\bar{y} = \frac{\sum_1^n y_i}{n} ; \bar{x} = \frac{\sum_1^n x_i}{n}, \quad (4)$$

$$\langle y \rangle = \frac{\sum_1^n y_i x_i}{\sum_1^n x_i} ; \langle x \rangle = \frac{\sum_1^n x_i^2}{\sum_1^n x_i}. \quad (5)$$

Для равномерного распределения n экспериментальных точек на оси абсцисс относительное расстояние между $\langle x \rangle$ и \bar{x} равно

$$\delta = \frac{\langle x \rangle - \bar{x}}{\Delta x(n-1)} = \frac{2}{1 + \frac{2x_1}{x_n - x_1}} \left[\frac{\sum_1^n (i-1)^2}{n(n-1)^2} - \frac{1}{4} \right]. \quad (6)$$

Поскольку $\bar{x} = x_1 + \frac{\Delta x(n-1)}{2}$, то чем дальше координата первой точки x_1 от начала координат, чем меньше интервал $(x_n - x_1)$ и чем больше n , тем ближе друг к другу $\langle x \rangle$ и \bar{x} и тем больше разброс коэффициентов a и b при вариациях случайных отклонений y_i . При этом линия (2) вращается вокруг точки, близкой к (\bar{y}, \bar{x}) , производя компенсационную зависимость коэффициентов.

Наиболее ярко это демонстрирует линейный вариант бутстреп-метода порождения псевдоэкспериментальных точек, применяемый для увеличения статистической значимости ограниченных экспериментальных данных [6].

Для n точек методом МНК находится регрессионная зависимость, в каждой точке определяются отклонения от этой линии Δy_i , далее методом случайной выборки из таблицы отклонений для каждой точки назначаются новые отклонения и по новым ординатам y_i строится линия регрессии и т.д. В результате получается компенсационная зависимость $a(b)$ с плотным ядром наиболее вероятных значений коэффициентов a и b и интервалов их отклонений. При этом, как бы мы не представляли Δy_i , $\sum_1^n y_i = const$, меняется только $\langle y \rangle$. Поэтому все аппроксимирующие линии вращаются около неподвижной точки (\bar{x}, \bar{y}) .

Компенсационный эффект при совместной обработке данных различных исследователей по результирующему наклону отличается от наклонов отдельных данных вследствие несовпадения интервалов исследования, положения средней точки на оси абсцисс и числа экспериментальных точек. Именно он нас будет интересовать в дальнейшем, а не наклон отдельных данных, который является просто эффектом обработки. Ниже мы рассматриваем растворимость элементов в жидких металлах.

Растворимость или линию ликвидуса принято представлять в следующем линейном виде

$$\ln x_i = \frac{\overline{\Delta S}_i}{R} - \frac{\overline{\Delta H}_i}{RT}, \quad (7)$$

где x_i – атомная доля растворяемого элемента (i) в растворе; $\overline{\Delta S}_i, \overline{\Delta H}_i$ – относительные парциальные избыточная энтропия и энтальпия растворения компонента (i).

Компенсационная зависимость данных, обработанных по уравнению (7), имеет вид:

$$\overline{\Delta S}_i = \overline{\Delta S}_{i0} + \frac{\overline{\Delta H}_i}{T_i^*}, \quad (8)$$

а при совместной обработке (m) групп данных

$$\sum_{j=1}^m \overline{\Delta S}_{ij} = \frac{1}{m} \sum_{j=1}^m \overline{\Delta S}_{ij}^0 + \frac{1}{m} \sum_{j=1}^m \frac{\overline{\Delta H}_{ij}}{T_{ij}^*}. \quad (9)$$

Вследствие того, что наклон зависимости (9) для каждого растворяемого вещества может различаться по причине индивидуальности средних значений энтропии и энтальпии, мы полагаем, что этот наклон должен содержать в себе некоторую физическую сущность, а правило Мейера-Нелдела может быть использовано в качестве метода выявления ее. Для иллюстрации приведем компенсационный закон растворимости некоторых элементов в натрии (рис. 1). Исходные данные взяты из работ [7–9].

Чтобы получить компенсационную зависимость, надо иметь либо множество уравнений (7), что возможно в ограниченном числе случаев, например, для водорода и кислорода в натрии, либо знать экспериментальные значения функции, пусть даже в ограниченном объеме, и применить какой-либо специальный прием обработки для перехода от статистики экспериментальных точек к статистике коэффициентов уравнения (7). Для этого может быть использован метод последовательных пар точек (метод локальных уравнений), в котором по каждой паре точных координат экспериментальных значений измеряемой величины находятся локальные коэффициенты уравнения (7) в последовательности (1 – 2), (2 – 3), ..., (($n - 1$) – n). Такая обработка позволяет выявить возможную зависимость $\overline{\Delta H}_i(T)$. В расширенном методе локальных уравнений, когда уравнения находятся по любой паре точек из n , зависимость $\overline{\Delta H}_i(T)$ маскируется.

Чем определяется наклон компенсационной зависимости коэффициентов уравнения растворимости (7) для каждого вещества? Опираясь на одно из определений энтропии [10],

$$S = k \cdot \ln \frac{\Delta p \cdot \Delta q}{(2\pi h)^s} \quad (10)$$

(где $\Delta p \cdot \Delta q$ – малый объем фазового пространства подсистемы (в нашем случае растворенного вещества), соответствующий значениям ее координат q_i и импульсов p_i , лежащим в интервалах Δq и Δp ; h – постоянная Планка; k – постоянная Больцмана; s – размерность фазового пространства), мы предположили, что наклон связан с молярной массой структурных единиц растворенного вещества в растворе (кластеров), из которых образуются и зародыши новой фазы на линии ликвиду-

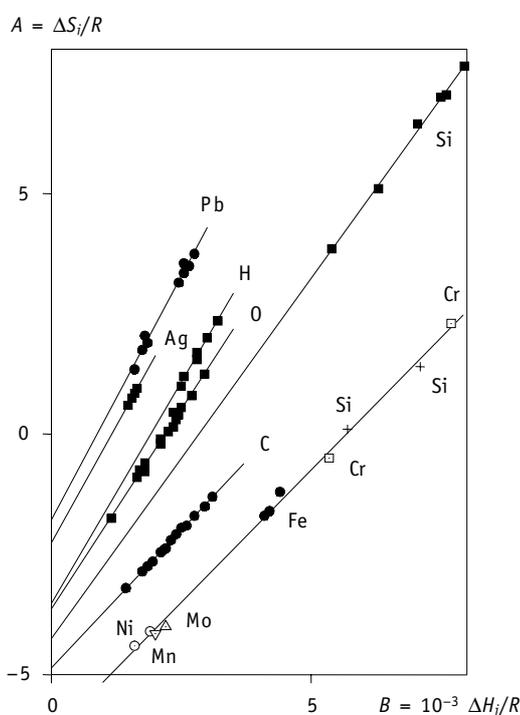


Рис.1. Компенсационный эффект растворимости некоторых элементов в натрии

са. Поскольку $\Delta p \sim M_i$, то энтропия растворения должна быть пропорциональна

$$\frac{\Delta S_i}{R} \propto n \ln M_i, \quad (11)$$

где M_i – средняя молярная масса структурной единицы растворенного вещества, ибо локально энтропия не определена; n – коэффициент.

Подобная эмпирическая зависимость энтропии твердых соединений от их массового числа приведена в [11].

Построив зависимости $10^3/T^* = f(\lg M)$ для растворов различных элементов в натрия (по данным [7–9]), литии ([12]), эвтектическом сплаве натрий–калий ([13]) и в свинце ([14–17]), получили данные, приведенные в табл. 1 и на рис. 2.

Из рис.2 видно, что эти зависимости для растворов примесей в щелочных металлах и в свинце представляют собой прямые, исходящие из начала координат, и отличаются лишь коэффициентом n при $\lg M$.

$$\left. \begin{array}{l} \text{Li, Na, NaK}_3 : \quad \frac{10^3}{T^*} = \lg M \\ \text{Pb} : \quad \frac{10^3}{T^*} = 0.5 \lg M \end{array} \right\} \quad (12)$$

В табл. 1 и на рис. 2 представлена выборка систем, обработанных методом компенсационного эффекта, однако и она позволяет выделить два момента:

- 1) во всех исследованных жидких металлах растворенные элементы могут находиться в двух состояниях – в форме соединений с растворителем, характерной для низкотемпературной области существования раствора, и в элементарной – преимущественно в высокотемпературной области;

$$dA/dB = 10^3/T^*$$

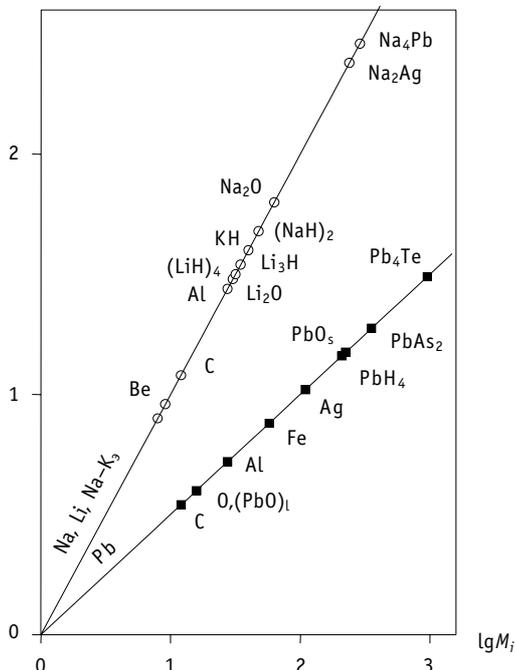


Рис.2. Зависимость обратной температуры компенсации от массового числа структурных элементов растворов примесей в натрия, литии, свинце и эвтектическом сплаве Na–K

- 2) щелочные металлы и свинец различаются по вкладу молекулярной массы растворенного вещества в энтропию растворения. Если сопоставить коэффициенты n при $\lg M$ с числом колебательных степеней свободы, разрешенных для растворенных веществ в расплавах, то для примесей в щелочных металлах возможны два типа колебаний: предположим, продольные и поперечные, $n = 1$; а для примесей свинца только одна мода ($n = 0.5$). Это позволяет сделать вывод, что щелочные металлы и свинец с микроскопической точки зрения представляют собой два разных типа растворителей.

Для теории и практики важно знать, в какой форме находятся примеси в расплавах. Компенсационный анализ дает основание предположить, что в низко-

Таблица 1

Зависимость температуры компенсации T^* от молекулярной массы растворенного вещества в Li, Na, NaK₃ и Pb

| Растворитель | Растворенное вещество | $10^3/T^*$ | $\lg M_{\text{элемента}}$ | $\lg M_{\text{соединения}}$ | n | Форма примеси в расплаве | Примечание |
|------------------|-----------------------|------------|---------------------------|-----------------------------|-----|-----------------------------------|-------------------------|
| Li | H | 1.50 | 0 | 1.502 | 1 | (LiH) ₄ | |
| | N | 1.54 | 1.146 | 1.542 | 1 | Li ₃ N | 300–550°C |
| | O | 1.475 | 1.204 | 1.475 | 1 | Li ₂ O | |
| Na | H | 1.68 | 0 | 1.681 | 1 | (NaH) ₂ | |
| | C | 1.08 | 1.079 | – | 1 | C | |
| | O | 1.79 | 1.204 | 1.792 | 1 | Na ₂ O | |
| | Si | 1.45 | 1.447 | – | 1 | Si | |
| | Pb | 2.47 | 2.316 | 2.4675 | 1 | Na _{3,75} Pb | |
| | Ag | 2.19 | 2.033 | 2.187 | 1 | Na ₂ Ag | |
| NaK ₃ | H | 1.6 | 0 | 1.603 | 1 | KH | Насыщ. и ненасыщ. р-р |
| Pb | H | 1.16 | 0 | 2.3247 | 0.5 | PbH ₄ | |
| | O | 1.174 | 1.204 | 2.3487 | 0.5 | PbO _s | $T < 886^\circ\text{C}$ |
| | | 0.6 | 1.204 | – | 0.5 | O _l (PbO) _l | $T > 886^\circ\text{C}$ |
| | C | 0.54 | 1.079 | – | 0.5 | C | |
| | S | 1.19 | 1.506 | 2.3789 | 0.5 | PbS | |
| | Al | 0.715 | 1.431 | – | 0.5 | Al | $T > 660^\circ\text{C}$ |
| | | 1.185 | – | 2.3695 | 0.5 | PbAl | $T < 660^\circ\text{C}$ |
| | Si | 0.72 | 1.447 | – | 0.5 | Si | |
| | Fe | 0.87 | 1.747 | – | 0.5 | Fe | $T > 600^\circ\text{C}$ |
| | | 1.26 | – | 2.515 | 0.5 | PbFeO ₄ | $T < 600^\circ\text{C}$ |
| | Ni | 0.88 | 1.7686 | – | 0.5 | Ni | |
| | As | 1.63 | 1.8747 | 3.2654 | 0.5 | Pb ₆ As ₈ | $T < 462^\circ\text{C}$ |
| | | 1.275 | – | 2.5528 | 0.5 | PbAs ₂ | $T > 462^\circ\text{C}$ |

Примечание: s – твердое состояние, l – жидкое.

температурной освоенной области применения жидкометаллических теплоносителей (550–600°C), важнейшие примеси (H, O, N, Me) находятся в молекулярной форме соединений с растворителем. Особенно интересны результаты анализа для водорода в жидких металлах. Если бы водород во всех означенных выше растворителях находился в элементарной форме (H, H⁺, H⁻), как рассматривается во многих моделях и применяется в МД-расчетах, то, согласно правилу Мейера-Нелдела, для него не должно быть никакой компенсационной зависимости, т.к. $T_H^* \rightarrow \infty$. Однако реальные наклоны вполне конечны, поэтому водород, по-видимому, находится в форме молекулярных соединений: Li–(LiH)₄, Na–(NaH)₂, NaK–KH, Pb–PbH₄, как предписывает этот закон.

Компенсационный анализ систем с высокой растворимостью элементов, таких как Na–Pb, Na–Ag, Pb–Ag, Pb–As, Pb–Sb и других, выявляет как возможный состав кластера, так и температурную область его существования в соответствии с диаграммами состояния этих систем [14]. Таким образом, можно полагать, что этот метод дает определенную ориентацию в вопросах микросостояния примесей в расплавах.

Отметим еще два важных момента.

Во-первых, компенсационные зависимости для компонентов конструкционных сталей, растворенных в натрии (Fe, Cr, Ni, Mo, W, Nb, Si), выпадают из зависимости (14). Более того, независимо от молекулярной массы элемента, они имеют прак-

тически один и тот же наклон, близкий к углеродному $\frac{10^3}{T_c^*}$ (рис.1).

Последнее может быть свидетельством того, что они практически не растворяются в натрии при низких температурах ($T < 700^\circ\text{C}$) по причине ли взаимодействия с каким-либо растворимым элементом, геттером или носителем, например, с кислородом, углеродом, кремнием, или по причине нерастворимости вообще и возможности существования в расплаве лишь в кооперации с ними. На участие в этом процессе кремния указывает низкая растворимость этого элемента в натриевом контуре из нержавеющей стали, которая на пять порядков ниже его собственной растворимости в чистых условиях. На основании этого анализа высказано предположение, что растворимость переходных элементов в натрии неизвестна.

Во-вторых, представленные выше данные относятся к насыщенным растворам.

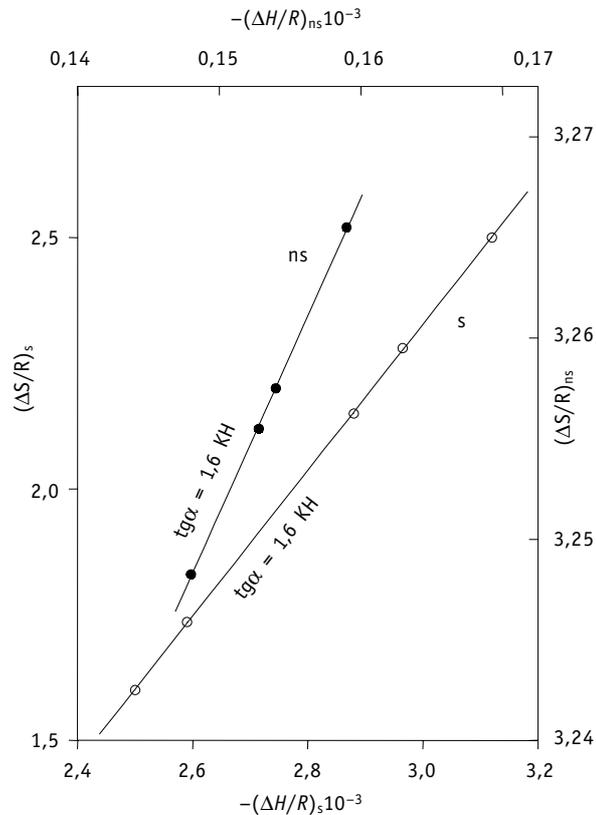


Рис.3. Сравнение наклонов ($\text{tg}\alpha$) компенсационной зависимости насыщенных (s) и ненасыщенных (ns) растворов водорода в эвт. сплаве NaK

Считается, что состояние примесей в насыщенном растворе такое же, как и в ненасыщенном. Однако может возникнуть возражение, что компенсационный эффект растворимости связан с флуктуациями массы избыточной фазы при отборе проб и, следовательно, он отражает состав избыточной фазы, а не состояние примеси в расплаве. Проверим на примере насыщенного и ненасыщенного растворов водорода в эвтектическом сплаве натрия и калия, так ли это. Для этого построим компенсационные зависимости растворимости водорода (s – насыщенный раствор)

и константы Сиверта $\left(\frac{x_H}{\sqrt{P_{H_2}}} \right)$ – ненасыщенный (ns) по данным, приведенным в статье [13]. На рис.3 дано это сравнение. Видно, что наклоны обеих зависимостей одинаковы и равны $\frac{10^3}{T_H^*} = 1.6$, что соответствует массе гидрида калия КН ($M_{KH} = 40.1$), который является равновесной фазой в эвтектике, насыщенной водородом. Вероятно, водород в сплаве растворен в виде молекулы КН. Поэтому можно полагать, что приведенное в табл. 1 состояние примесей в жидких металлах является формой существования их в расплавах независимо от того, насыщенный это раствор или нет.

Итак, «компенсационный» анализ данных по растворимости элементов в жидких металлах с определенной долей вероятности позволяет оценить не только форму существования примесей в растворах, но и энтропийное различие растворителей. В то же время следует признать, что приведенные выше оценки и зависимости в настоящий момент являются чисто эмпирическими.

Эта инициативная работа авторов посвящается Б.Ф. Громову, видному ученому, научному руководителю проектов известных атомных силовых установок.

Литература

1. Mialhe P. Comment on the thermodynamic compensation law// J. Phys. D: Appl. Phys. – 1989. – V. 22.
2. Yelon A. and Movaghar B. Microscopic Explanation of the Compensation (Meyer-Neldel) Rule// Phys. Rev. Letters. – 1990. – V. 65. – №5.
3. Магомедов М.Н. О компенсационных эффектах для процесса диффузии//ТВТ. – 2002. – Т. 40. – №1.
4. Михайлов А.И., Лебедев Я.С. О природе компенсационного эффекта при рекомбинации радикалов в твердой фазе//ЖФХ. – 1968. – Т. XLII. – №4.
5. Watanabe K., Ashida K. and Sonobe M. The compensation effect on diffusion constants of hydrogen in metals//J. Nucl. Mater. – 1990. – V. 173.
6. Куприянов В.М., Лукаш О.П., Образцов С.М., Шимкевич А.Л. Исследование параметров нелинейной модели БУТСТРЕП-методом/Препринт ФЭИ–2223. – Обнинск, 1991.
7. Козлов Ф.А., Загорулько Ю.И. и др. Растворимость индивидуальных веществ в натрии/Препринт ФЭИ–510. – Обнинск, 1974.
8. Загорулько Ю.И., Козлов Ф.А., Воробьева Т.А. Дополнительные данные по растворимости индивидуальных веществ в натрии/Препринт ФЭИ–2412. – Обнинск, 1997.
9. Ивановский М.Н. и др. Примесное состояние конструкционных материалов, натрия и эвтектического сплава натрия и калия: Обзор ФЭИ–0268. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1995.
10. Ландау Л.Д., Лифшиц Е.М. Статистическая физика. Ч. 1. – М.: Наука, 1976.
11. Венер Р. Термохимические расчеты. – М.: Изд. ин. лит., 1950.

12. *Иванов В.А., Соловьев В.А.* Растворимость элементов в литии.: Обзор ФЭИ–ОБ–35. – Обнинск, 1977.
13. *Арнольдов М.Н. и др.* Водород и сплавы натрия и калия// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – № 3.
14. Диаграммы состояния двойных металлических систем/Под ред. *акад. Н.П. Лякишева.* – М.: Машиностроение, 1966.
15. *Куприянов В.М. и др.* Статистический анализ данных растворимости кислорода в расплаве свинца/Препринт ФЭИ–2295. – Обнинск, 1992.
16. *Арнольдов М.Н.* Растворимость и коррозия конструкционных материалов в жидкометаллических теплоносителях (свинец, висмут и их сплавы).: Обзор ФЭИ–0288. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1999.
17. *Соловьев В.А., Комраков Т.С.* Растворимость элементов в жидком свинце.: Обзор ФЭИ–ОБ–38. – Обнинск, 1977.

Поступила в редакцию 1.09.2006

ТЕХНИЧЕСКОЕ ДИАГНОСТИРОВАНИЕ ЯЭУ. ЭКСКУРС В ИСТОРИЮ

В.Н. Богомолов

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



В статье описана история появления в СССР и ФЭИ нового научного направления – техническая диагностика ЯЭУ. Роль в его становлении и развитии Б.Ф. Громова, который сразу придал этому направлению практические смысл и направленность. Приводится описание некоторых результатов применения алгоритмов диагностирования на ППУ с ЖМТ.

День рождения в СССР нового тогда направления в технике эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ), которое сейчас знакомо каждому специалисту-реакторщику, а именно, «Техническое диагностирование ЯЭУ» можно установить достаточно точно. Это произошло 18 сентября 1973 г. на турбазе с. Шови Грузинской ССР, где в тот день на заседании Всесоюзной школы по обмену опытом в области физики и техники ядерных реакторов представитель ФЭИ А.И. Могильнер прочитал свою лекцию. Она называлась: «Физика реакторов и перспективы создания системы раннего обнаружения аварийных и предаварийных состояний реакторных установок». Именно в этой лекции перед ведущими учеными и специалистами страны по физике и технике ядерных реакторов впервые были сформулированы задачи и основные требования к системам диагностирования ЯЭУ. Хотя термин «диагностирование» Александром Иосифовичем непосредственно к технике тогда не применялся, а использовался только в поясняющих примерах из медицинской практики, но содержание лекции было, по сути, посвящено актуальным для того времени задачам технического диагностирования ЯЭУ. Были перечислены первоочередные задачи диагностирования ЯЭУ и даны схематичные алгоритмы их решений, которые предполагали широкое применение уже серьезно заявившей о себе в то время мобильной вычислительной техники, без применения которой оперативное решение большинства задач диагностирования ЯЭУ, как известно, невозможно. Предполагалось использование бортовых ЭВМ, когда речь заходила об энергетических установках транспортного назначения.

В ФЭИ новое направление «Техническое диагностирование ЯЭУ» поддержали не все, но многие. В числе последних был и Борис Федорович Громов. Причем поддержку он оказал со свойственной ему практичностью и самым конкретным образом. Он предложил разработать и внедрить несколько алгоритмов диагностирования на паропроизводящих установках (ППУ) с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ), спроектированных и построенных под научным руководством ФЭИ для атомных подводных лодок (АПЛ), базировавшихся на Северном флоте. Основным аргументом Б.Ф. Громова было то, что это наши установки. За их техническое состояние с нас и спрос должен быть по полной программе. Кроме того, в

ФЭИ достаточно специалистов, которые досконально знают конструкцию всех узлов ППУ. И, наконец, работать с персоналом, занимающимся эксплуатацией ППУ в условиях воинского единоначалия, существенно проще, нежели с персоналом АЭС, где главные «начальники» – план и экономика. Плюс ко всему, экипаж АПЛ более чем кто-либо заинтересован в надежной работе энергетического комплекса корабля, поскольку от надежной работы последнего часто зависит жизнь экипажа.

Аргументы Б.Ф. Громова были более чем убедительны и через некоторое время в лаборатории 66 ФЭИ была сформирована группа специалистов, занимавшихся разработкой алгоритмов технической диагностики ППУ транспортного назначения. Вначале был составлен перечень задач диагностирования ЯЭУ. Он получился весьма объемным. Обсуждение этого перечня со специалистами по эксплуатации, в основном с персоналом Первой в мире АЭС, БР-10 и начальниками смен стандов – прототипов ППУ АПЛ показало, что многие из перечисленных задач не актуальны. И в то же время некоторые важные для практики эксплуатации ППУ вопросы в первый вариант перечня не попали. Стало понятно, что задачи диагностирования должны выдвигаться в первую очередь практическими потребностями эксплуатации ЯЭУ, конструкторами установок, которые априори лучше других знают слабые места проектируемой установки. Однако в жизни всегда есть место трудностям. Так, мнения о приоритетах задач диагностирования у разных специалистов по эксплуатации могут существенно различаться, а конструкторы, в основном, видят слабые места в тех узлах установок, которые проектировали их коллеги. Разделить в подобной ситуации технику от психологии бывает трудно.

В ходе предварительных обсуждений списка задач диагностирования появилось убеждение, что он для такого сложного устройства как ППУ может быть огромным, если ставить задачу оценки технического состояния каждого сварного шва и деталей крепления механизмов, например. Такой подход, по понятным причинам, не мог быть реализован. И тогда, с участием Б.Ф. Громова, был составлен сравнительно небольшой список приоритетных задач диагностирования для ППУ с ЖМТ. В него вошли задачи, нацеленные, прежде всего, на решение вопросов безопасности, надежности и экономии ресурсов паропроизводящих установок. Для каждой задачи были составлены предварительные алгоритмы и выбраны методы решения, которые в соответствии со своей инструментально-методической базой получили следующие общие наименования:

- **режимные**, когда задачи диагностирования решаются на основании показаний штатных приборов технологического контроля ППУ, а для выявления неисправностей используются так называемые эталонные математические модели (ЭММ), которые позволяют с заданной вероятностью выявить заявленную неисправность по набору контролируемых параметров, имеющих отклонения от статистически обоснованной нормы (это задачи контроля работоспособности измерительных каналов, теплогидравлического состояния активной зоны, ухудшения работы сепараторов и пр.);
- **аппаратурные**, когда задачи диагностирования (чаще всего для выявления неисправностей, связанных с механическими повреждениями) решались путем использования специальной аппаратуры (это задачи выявления заеданий стержней СУЗ при их перемещениях в чехлах, вибраций трубопроводов, дисбалансов вращающихся узлов, протечек запорной арматуры);
- **режимно-аппаратурные**, которые основаны на применении как штатных, так и специальных датчиков контроля и для выявления заявленных неисправностей, в которых используются математические модели, построенные по показаниям штатных и специальных датчиков (это задачи обнаружения вибраций выемной части активной зоны, отдельных ТВС, стержней СУЗ).

Несмотря на основательную проработку данного вопроса, некоторые задачи диагностирования неисправностей ППУ, сформулированные в то время, не решены до сих пор, не столько по причине их сложности, сколько из-за невосприимчивости практикой эксплуатации. В то же время некоторые новые задачи диагностирования отдельных неисправностей решались в срочном порядке. Последнее связано, прежде всего, с тем, что жизнь установок, спроектированных даже весьма грамотными и опытными специалистами, проходит не всегда так, как было задумано. Жизнь оказывается отважнее самых смелых предположений. Кроме того, сложные технические объекты, предназначенные для длительного использования, какими являются ППУ, в процессе эксплуатации приобретают ряд индивидуальных особенностей, которые трудно предвидеть в период их создания. Поэтому на практике с энергоустановками подобного типа иногда случается то, что никак не предусматривалось проектом. Особенно если в их работу вмешивается господин Случай в паре с так называемым человеческим фактором.

Работы по диагностированию ППУ с ЖМТ было решено начать с разработки алгоритмов режимного диагностирования. Эти методы, как было сказано, не требуют специальной аппаратуры, цели и задачи, решаемые этими методами на первом этапе работ по диагностике, были определены. Но применение подобных алгоритмов требует разработки математических моделей, которые используются для диагностирования технического состояния ППУ и прогнозирования их остаточного ресурса.

Различают два в общем взаимосвязанных пути построения математических моделей. Первый, традиционный, заключается в максимальном использовании априорных знаний о физической природе процессов, свойствах материалов, функциональной структуре и структуре связей в ЯЭУ. При втором подходе действующая установка рассматривается как «черный ящик». Для математического моделирования при таком подходе используется экспериментальная и эксплуатационная информация и аппарат прикладной математики.

Первый и второй пути определяют два типа моделей. Модели первого типа разрабатываются и используются в качестве основополагающих на этапе проектирования установок. Модели второго типа строятся на основе наблюдения за реальным объектом. При решении задач диагностирования эффективный результат дает совместное использование обоих подходов.

К началу разработки алгоритмов оценки технического состояния ППУ с ЖМТ сами эти установки были не только построены, но и отработали заметную часть своего ресурса. Поэтому можно было бы использовать модели первого типа с уточненными коэффициентами, входящими в уравнения, используемые для описания теплофизических процессов. Решая обратные задачи гидродинамики и теплопроводности, можно получать сведения об изменении внутренних, неконтролируемых характеристик ППУ. Однако использовать этот, казалось бы, простой прием практически очень сложно ввиду его чрезвычайной громоздкости и неоднозначности. Поскольку приходится задавать серии неисправностей и сличать затем результаты расчета со значениями наблюдаемых контролируемых параметров установки. При наложении неисправностей, что часто имеет место на практике, число требующих расчета вариантов экспоненциально возрастает. А уверенность в достоверности выводов, естественно, падает.

Поэтому основная часть алгоритмов режимного диагностирования для ППУ с ЖМТ разрабатывалась на основе моделей второго типа, а модели первого типа использовались для оценки влияния (чувствительности) предполагаемых неисправностей на контролируемые параметры ППУ. Реализация такого подхода дава-

ла, как показал опыт применения алгоритмов подобного типа, практически всегда хорошие результаты.

Для построения моделей второго типа необходимо иметь массивы экспериментальных данных в виде матриц наблюдений (обучающих выборок), в которых записаны значения контролируемых параметров ППУ в различных режимах ее эксплуатации. Обычно для этих целей используют результаты планированного эксперимента. В нашем же случае даже просто употребление слова «эксперимент» было нежелательным. Считалось, и были к тому основания, что проведение любых, даже самых безопасных экспериментов на ППУ действующей АПЛ никто не разрешит (хотя до Чернобыля было еще почти двадцать лет). Следовательно, нужно использовать данные так называемого пассивного эксперимента, полученные в ходе текущей эксплуатации реакторных установок. Эти данные можно было получить только путем выписок из вахтенных журналов ППУ, которые, к счастью, ведутся согласно установленному регламенту с воинской пунктуальностью. Заполучить же эти журналы в оригинале или их полные копии, как выяснилось, практически невозможно.

В ФЭИ к тому времени, о котором идет речь, уже длительное время работала группа специалистов, периодически ездившая на базу ВМФ Северного флота, где базировались АПЛ с ППУ, у которых в качестве теплоносителя использовался сплав свинца с висмутом. Специалисты ФЭИ занимались в основном регламентными проверками. Этими проверками, фактически, решались некоторые задачи диагностирования ППУ, но своими, традиционными для того времени, методами. В частности, эти работы были ориентированы на выявление и объяснение несоответствий расчетных и реальных характеристик установки. В основном же при проведении регламентов выполнялись измерения отдельных, важных для эксплуатации, характеристик установок, проверялась работоспособность контрольно-измерительных приборов, первичных преобразователей и т.д. Специалисты этой группы имели налаженные контакты с членами экипажей АПЛ, обслуживающих ППУ.

После подключения специалистов лаборатории бб к решению задач диагностирования, некоторые ее сотрудники также регулярно (не реже, чем раз в квартал) выезжали на эту базу для сбора информации, накапливаемой в вахтенных журналах ППУ. В них фиксировались с определенной периодичностью значения всех контролируемых параметров, а также некоторые специфические данные. Была выполнена большая организационно-техническая работа по разработке требований к интересующим специалистов по диагностике режимам работы ППУ, объемам, а также способам оформления и доставки этой информации, имевшей определенный гриф секретности, с базы в лаборатории ФЭИ.

Поскольку запись контролируемых параметров ППУ инженером управления выполнялась вручную в течение 5-ти и даже более минут, то переписывать из вахтенных журналов параметры установки при переходных режимах не имело смысла, т.к. они, получалось, не были согласованы по времени. Были и другие «тонкости», которые иногда требовалось выяснять на месте у специалистов по эксплуатации. Здесь уместно отметить, что контакт с этими специалистами, как и предполагал Борис Федорович, был налажен быстро. Он был прочным, всегда благожелательным со стороны экипажей кораблей и часто дружественным. Даже суровые по должности командиры экипажей относились к работникам ФЭИ довольно благожелательно и иногда шли на мелкие послабления к режимам их пребывания на АПЛ (не прерывалась работа с документами во время учебных тревог, перешвартовок бортов к причалам).

Сбор информации начали с ретроспективных данных, накопленных к тому времени в вахтенных журналах ППУ. Естественно, что АПЛ (между собой все их называли заказами, по номерам, присвоенных кораблям еще на судостроительных предприятиях) имели разные сроки службы, а ядерные реакторы ППУ разных АПЛ соответственно разные наработки. Спасали порядки, установленные в ВМФ, по которым все корабельные вахтенные журналы должны находиться на месте его базирования. Поэтому получить на базе документацию по режимам эксплуатации ППУ для выполнения выписок за годичный и более срок, особого труда не составляло.

Одной из первоочередных задач, которые были в списке, значилось определение остаточного энергозапаса (разности между энергоресурсом реактора, который нужно было определить с максимально возможной точностью, и его энерговыработкой, которая известна по записям в вахтенных журналах). Эта величина, особенно для конца кампании реактора, имеет важное значение для всех энергетических установок, а для установок транспортного назначения она приобретает особый смысл. Требовалось определять величину остаточного энергозапаса к концу кампании реактора с погрешностью, которая не превышала бы 3% от реального (не расчетного!) энергоресурса, т.е. нужно было вначале оценить реальное значение энергоресурса. Для решения задачи привлекались методы статистического прогнозирования. Доверительные интервалы прогноза для всех величин следовало вычислять с 2-процентным уровнем значимости (директивное требование).

Поскольку энергоресурс реактора, в принципе, зависит от мощности, на которой планируется работа реактора в конце кампании, а она не была определена, то эту задачу свели к построению кривой энерговыработки для реактора, находящегося на минимально контролируемом уровне мощности. Последняя характеризует изменение запаса реактивности в процессе эксплуатации реактора в зависимости от энерговыработки для выбранного режима. Кривая энерговыработки (для уменьшения разброса около моделирующей аппроксимации) строится по экспериментальным данным для некоторых заданных режимов эксплуатации. Таких характерных режимов, после анализа данных из вахтенных журналов ППУ, было выбрано три. Они определялись мощностью реактора и температурными и гидродинамическими режимами, которые наряду с положением органов регулирования, компенсации, отравлением шлаками и т.д. давали вклад в реактивность. Экстраполяция кривой энерговыработки до пересечения с линией, определяющей значение предельного запаса реактивности, которое задается директивно, дает прогнозную оценку фактического энергозапаса. Естественно, что для получения удовлетворительной по точности прогнозной оценки энергозапаса необходимо иметь очень надежную аппроксимацию кривой энерговыработки.

Уже на первых шагах работы над математической аппроксимацией кривой энерговыработки для реакторов с ЖМТ было обнаружено:

- а) каждая реакторная установка имеет свои индивидуальные коэффициенты реактивности мощностных и гидродинамических эффектов;
- б) кривые энерговыработки, после корректного индивидуального учета эффектов реактивности от разных составляющих, хорошо описываются полиномом второго порядка, т.е. они гладкие, с нарастающим темпом выгорания, поэтому прогнозные оценки энергоресурсов, полученные с помощью этих кривых, будут достаточно надежны.

Было выявлено, что единицы энерговыработки, записываемые в вахтенных журналах различных ППУ как МВтЧч, одинаковыми, как и следовало ожидать, являются только в буквенных обозначениях. В действительности же они заметно (по

нашим оценкам до 10%) разнятся между собой. Более того, они меняются в процессе эксплуатации и их значения периодически корректируются. Поэтому прогноз остаточного энергозапаса, полученный из экспериментальных данных в «персональных» для каждой ППУ единицах энерговыработки, имел понятное и более значимое, чем постулируемое расчетом содержание.

Точность прогноза остаточного энергозапаса, полученного по данной методике, к концу кампании превзошла заданное значение (3%). Для КМ-1, например, наземного стенда-прототипа ППУ с ЖМТ, который выработал энергоресурс полностью, относительная ошибка прогноза, вычисленная для 2-процентного уровня значимости, составляла 1.74% от его фактической величины. Для корабельных ППУ, отработавших 50 и более процентов расчетного энергозапаса, эти ошибки были на уровне 3, 5÷5%. Была вполне обоснованная уверенность, что к концу кампании ошибка прогноза остаточного энергозапаса будет не более 3% от полученных оценок энергоресурсов для каждой ППУ, находившейся в эксплуатации.

Кроме решения задачи прогнозирования остаточного энергозапаса, данная методика позволила оперативно выявлять ошибки в учете энерговыработки. Такие ошибки были совсем нередки и составляли иногда заметные доли процента номинального энергозапаса. Проявлялись они в виде скачков на кривой энерговыработки и были обусловлены чисто человеческим фактором – элементарными арифметическими ошибками при подсчете энерговыработки за смену (вахту). Приходилось настаивать на исправлении этих ошибок непосредственно в вахтенных журналах ППУ. Сначала морякам это очень не нравилось, но потом они нашли способ делать это с малым для своего престижа ущербом, да и ошибаться стали заметно меньше.

Наиболее ярко проявились возможности этой методики при выявлении последствий неисправности, появившейся на одной из АПЛ – поломке масляного уплотнения насоса первого контура. В результате этого в контур с ЖМТ систематически попадало машинное масло. Именно эта методика, использовавшаяся в качестве «метода медленного баланса реактивности» (в отличие от быстрого, работавшего в режиме реального времени), позволила проследить «судьбу» масла. Оказалось, что оно достаточно медленно (в течение недель) могло накапливаться в активной зоне реактора, находившейся при достаточно низкой (до 300°C) температуре. При этом запас реактивности, определяемый по кривой энерговыработки, увеличивался до 2 и даже несколько более $\beta_{эфф}$. При выходе реактора на энергетические уровни мощности, когда температура сплава повышалась до ~440°C, масло очень быстро, в течение секунд, разлагалось на легко испаряемую жидкую и газообразную фракции. Первая конденсировалась в аварийном конденсаторе (АК), а вторая поступала в газовый контур (ГК). До замены масляного уплотнения насоса приходилось периодически сливать продукты пиролиза масла из АК и продувать ГК. Процесс разложения масла сопровождался колебаниями сплава в буферной емкости и изменением положения органов регулирования реактора. Примечательно, что эти эффекты были «обнаружены» после предсказания их появления по диагностической модели. Дело в том, что разложение масла происходило в период выхода на энергетические уровни мощности. Поэтому обнаружить их без специального изучения динамики процесса было непросто.

В значительной мере для возможности оперативного решения этой «масляной» задачи было разработано дополнение к методике определения остаточного энергозапаса. Оно заключалось в выдаче прогнозных оценок положений органов регулирования и компенсации реактивности. Результаты прогнозов представлялись в виде специальных распечаток. По ним можно было достаточно быстро, за не-

сколько минут определить фактическое значение запаса реактивности для одного из характерных уровней мощности ППУ. Результаты прогноза запаса реактивности по кривой энерговыработки к тому времени были настолько надежны и точны, что при фиксации выхода фактического значения запаса реактивности за пределы доверительного интервала прогноза можно было уверенно утверждать о появлении аномалии. Далее нужно было искать причины ее появления (масло в активной зоне, ошибки в подсчете энерговыработки и т.д.). Такие распечатки готовились для всех ППУ с ЖМТ и выдавались персоналу, занятому их эксплуатацией.

Несколько другой подход использовался для диагностирования технического состояния теплообменных устройств, входящих в виде составных элементов в ППУ. Он предполагает использование системной связи параметров между собой. Внутренние параметры таких устройств (проходные сечения, коэффициенты теплопередачи) сохраняют или медленно меняют свои значения в процессе эксплуатации. Такое постепенное изменение параметров можно характеризовать как старение установки. И, если предельные значения параметров заданы, то имеется принципиальная возможность оценить остаточный ресурс.

Важным этапом решения задач диагностирования подобным образом является построение адекватной математической модели. При ее разработке необходимо оптимально сочетать априорные представления об объекте и данные непосредственного наблюдения за ним. Информация, полученная во время сдаточных испытаний, в начальный период эксплуатации, необходима для уточнения (в случае моделей 1-го типа) или определения (в моделях 2-го типа) структуры и параметров модели. Далее речь пойдет о моделях 2-го типа.

На основе статистической информации, получаемой на стадии построения модели по результатам наблюдения над объектом диагностирования, можно вычислить доверительные интервалы прогноза текущих значений выходных параметров ППУ с заданным уровнем значимости. Если в период эксплуатации, когда собиралась информация для построения модели, объект устойчиво выполнял свои функции, то эти его состояния можно принимать за норму, а построенную по этим данным модель считать эталонной. В процессе эксплуатации объекта диагностирования может наблюдаться постепенное расхождение между измеряемыми и восстановленными по ЭММ выходными параметрами. Если модель адекватна объекту, то эти расхождения можно считать обусловленными естественными процессами старения, т.е. процессами систематического накопления неисправности.

Для контроля технического состояния объекта диагностирования целесообразно проводить анализ остатков – разностей между наблюдаемыми и вычисленными по ЭММ значениями выходных параметров. В данном случае остатки играют роль свертки диагностических параметров, на основании поведения (тренда) которых оцениваются их прогнозные значения на заданном интервале упреждения и доверительные интервалы прогноза. Если величины остатков, вычисленные для очередного периода эксплуатации ППУ, не выходят за доверительные интервалы прогноза, то нет оснований для выводов о возникновении непредвиденных, отличных от процесса старения аномалий.

Если же значения остатков выходят за доверительные интервалы прогноза, то есть основания для фиксации аномалий. Идентификация вида аномалии проводится на основе совокупного анализа остатков всех выходных параметров. Однозначность идентификации зависит от контролепригодности объекта диагностирования и полноты его описания ЭММ.

Анализ временных рядов остатков позволяет использовать их не только для решения задач диагностирования, но и для прогнозирования остаточного ресур-

са ППУ. Так, если задано предельное значение выходного параметра, то экстраполируя выявленный тренд остатков, несложно оценить момент, когда данный параметр его достигнет.

В качестве иллюстрации эффективности такого подхода для решения задач диагностирования технического состояния теплотехнического оборудования приведем пример его использования для выявления развивающейся во времени неисправности, приведшей к изменению кратности циркуляции, и соответственно к снижению температуры котловой воды ($T_{КВ}$), в одной из парогенерирующих петель ППУ. ЭММ для $T_{КВ}$ была получена в виде множественной регрессии вида:

$$T_{КВ} = a_0 + a_1 \cdot N + a_2 \cdot N^2 + a_3 \cdot P_{Сеп.} + a_4 \cdot T_{ПВ}, \quad (1)$$

где $a_{0...4}$ – коэффициенты регрессии; N – мощность ядерного реактора; $P_{Сеп.}$ – давление в сепараторе парогенерирующей петли ППУ; $T_{ПВ}$ – температура питательной воды, идущей на подпитку сепаратора.

Отбор информативных параметров этой модели проводился на основании результатов расчета по теплофизической модели. Коэффициенты регрессии вычислены по экспериментальным данным, полученным во время заводских испытаний и в начальный период эксплуатации ППУ. Затем в процессе эксплуатации ППУ производились замеры входных параметров (в нашем примере это N , $P_{Сеп.}$ и $T_{ПВ}$), по которым с помощью ЭММ вычислялись выходные параметры (в нашем примере это $T_{КВ}$), которые сравнивались с непосредственно измеренными на этот момент времени. Было отмечено, что в процессе эксплуатации ППУ остатки ($\Delta T_{КВ}$) для этой петли (расхождения между наблюдаемыми и восстановленными по ЭММ значениями $T_{КВ}$) постепенно увеличиваются. При этом они удовлетворительно описываются линейной регрессией относительно энерговыработки (Q):

$$\Delta T_{КВ}(Q) = T_{КВ}(Q) - \bar{T}_{КВ}(Q) = b_0 + b_1 \cdot Q, \quad (2)$$

где b_0 и b_1 – коэффициенты регрессии; $T_{КВ}(Q)$ и $\bar{T}_{КВ}(Q)$ – непосредственно измеренные и восстановленные по ЭММ значения $T_{КВ}$ для текущих значений энерговыработки Q соответственно.

По регрессии, правой части соотношения (2), оценивались прогнозные значения $\Delta T_{КВ}(Q)$ для заданного значения Q . Для этих значений энерговыработки по известным методикам [1, 2] вычислялись доверительные интервалы прогноза. Характер тренда остатков позволял сделать вывод, что он обусловлен снижением кратности циркуляции в этой петле парогенератора (ПГ). При выявленном темпе развития неисправности (наблюдаемом вплоть до наработки $Q \approx 40$ усл. ед.) параметр $T_{КВ}$ не должен был достигать своих предельных значений до конца расчетного ресурса.

Однако вследствие появления и развития внезапной неисправности в этой петле ПГ картина изменилась. Она представлена на рис. 1, где показано поведение $\Delta T_{КВ}(Q)$ за период наблюдений до появления неисправности и в ходе ее развития. Точками на рисунке обозначены остатки $T_{КВ}$, полученные по экспериментальным данным, сплошной линией представлена аппроксимация тренда остатков регрессией (2), пунктиром – двусторонние границы доверительных интервалов с 2-процентным уровнем значимости. Рис. 1 наглядно иллюстрирует, что после значения $Q \geq 43$ усл. ед. $\Delta T_{КВ}(Q)$ устойчиво выходят за нижнюю границу доверительного интервала прогноза, достигая отклонения в ~ 5.5 его значений при $Q \approx 46$. Это указывает на 100-процентную фиксацию аномалии в виде снижения кратности циркуляции в данной петле ПГ. При этом важно то, что данная неисправность по времени (первые ее признаки) были зафиксированы задолго (за неделю) до подхода

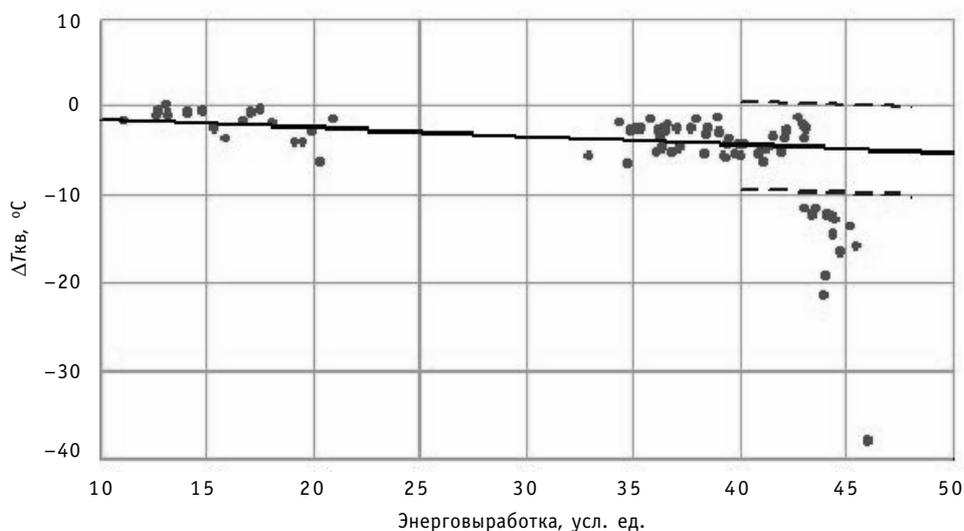


Рис. 1. Поведение остатков T_{KB} в зависимости от энерговыработки при появлении и развитии внезапной неисправности: — — матожидание прогноза; ● — экспериментальные данные; - - - - границы доверительного интервала прогноза с 2-процентным уровнем значимости

контролируемого параметра (T_{KB}) к критическому значению.

Аналогичные выводы можно было сделать и по другим остаткам контролируемых параметров ППУ, реагирующим на изменение кратности циркуляции в данной петле теплообмена. Анализируя величины и знаки остатков всей совокупности параметров ППУ, оказалось возможным идентифицировать с необходимой для практического применения надежностью эту, а также ряд других предполагаемых неисправностей.

Результаты подобных проверок, особенно если при этом обнаруживались признаки аномалий, немедленно докладывались Б.Ф. Громову. Причем доклады эти проводились в присутствии достаточно широкого круга специалистов и проходили в регламенте научного семинара, где каждый присутствующий мог высказать свою точку зрения на тот или иной факт, вывод и др. Иногда такие обсуждения результатов диагностирования проходили достаточно бурно, вызвали всплески эмоций, но усилиями Бориса Федоровича всегда были направлены на практический результат – повышение надежности и безопасности эксплуатации диагностируемых ППУ.

Сейчас, по прошествии почти двадцати лет, можно совершенно четко констатировать, что реализация предложений Б.Ф. Громова о внедрении методов диагностирования в практику эксплуатации ППУ с ЖМТ принесла ощутимую пользу не только технике, используемой в ВМФ, но и собственно самому этому научному направлению – технической диагностике ЯЭУ. Во многом благодаря именно этим работам в ФЭИ сформировалась, развилась и «вышла в свет» общепризнанная теперь в России школа технического диагностирования ЯЭУ.

Литература

1. Четыркин Е.М. Статистические методы прогнозирования. – М.: Статистика, 1977.
2. Четыркин Е.М., Калихман И.Л. Вероятность и статистика. – М.: Финансы и статистика, 1982.

Поступила в редакцию 1.09.2006

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039

Boris Fedorovich Gromov. From a Student to Principal Scientific Leader\G.I. Toshinsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 7 pages. – References – 2 titles.

The article describes some biographical features of B.F. Gromov's activity and initiation of a principally new nuclear power installation with lead-bismuth liquid metal coolant. The complicated problems which had to be solved by many organizations and, first of all, by IPPE under B.F. Gromov's scientific supervision are presented. The causes of failures of reactor installations, the methods of elimination of those causes during the process of mastering the nuclear power technology, which was and is remaining unique in the world, have been considered.

УДК 621.039.52

NPP Technical Diagnostics. Excursion to a History\V.N. Bogomolov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 1 illustration. – References – 2 titles.

The history of occurrence of the NPP technical diagnostics as a new scientific branch is described. The B.F. Gromov's role is stated, who right away put a practical sense and orientation into the direction. The description of diagnostic algorithms of NPP with liquid metal are resulted.

УДК 621.039.534.6

Capsule Solid Electrolyte Gauges for the Control of Oxygen in Metal Melts and Combustible Gases in an Atmosphere\ P.N. Martynov, M.E. Chernov, V.M. Shelemetev, A.N. Storozhenko, R.P. Sadovnichiy; – Obninsk, 2007. – 6 pages, 4 illustrations. – References – 7 titles.

Results of researches on development of gauges of thermodynamic activity of oxygen in lead containing metal melts, and also gauges for early detection and the control of oxygen, hydrogen and other combustible gases in an atmosphere are resulted. Developed solid electrolyte gauges of oxygen have passed metrological certification and are brought in the State registry of means of measurements. It is shown, that gauges for the control of the maintenance of oxygen over gas, including combustible impurity, possess an opportunity to make early detection of small concentration of such impurity.

УДК 621.039.534

Problem Polonium in Nuclear Power Plant with Lead-Bismuth as a Coolant\ D.V. Pankratov, V.N. Bolchovitinov, M.I. Bugreev, V.D. Kuranov, L.D. Ryabaya, G.I. Toshinsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 8 pages. – References – 6 titles.

The paper presents experience of performing works at the nuclear submarines' nuclear power installations and at the ground facilities-prototypes with lead-bismuth cooled reactors in polonium contamination conditions. The certain results of fundamental researches realized in SSC RF - IPPE and abroad concerning investigations in polonium release out of lead-based polonium-containing media being heated in vacuum and gas atmosphere, studies of chemical forms of polonium, laws of forming the radiation conditions are described.

The regular medical and biological examinations of the personnel who took part in operating the installations, repair works and liquidation of the accidents' consequences have not revealed the casualties of polonium irradiation over the established sanitary standards.

The analysis of the information presented makes it possible to conclude: formation of polonium in lead-bismuth coolant is not an argument against its use in reactors of nuclear power installations.

УДК 621.039.534

Temperature Regimes of Pins for Ship Nuclear Reactors with Liquid-Metal Cooling \ A.V. Zukov, A.P. Sorokin, A.D. Efanov, J.A. Kuzina; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 13 pages, 11 illustration. – References – 18 titles.

Results of complex thermohydraulic researches obtained for reactor cores with liquid-metal coolant are stated taking into account specific characteristics of alloy Pb-Bi used as coolant for nuclear reactors. Methods and techniques of studying of temperature and velocity fields in the model assemblies developed on the basis of methods of thermal modeling are considered. Experimental data on heat transfer and maximal temperature non-uniformities in regular pin lattices and in non-standard channels are presented. Recommendations for calculation of local and average factors of mass and heat exchange (convective component) for wire wrapped pins («an edge on an edge») are given. The effects caused by deformation, spacer devices and partial blocking of through passage section in pin lattices cooled by liquid metal are considered.

УДК 621.039.534

Conceptual Development Works of the Accelerator-Driven Systems with Lead-Bismuth Coolant \ E.A. Zemskov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References – 12 titles.

A brief review of realized at SSC RF-IPPE designs of the accelerator-driven systems (ADS) using lead-bismuth eutectic as a coolant and target is presented. The technical characteristics of manufactured target complex MK-1 for proton accelerator LANSCE (LANL, USA) are given. The prototype model of the ADS for transmutation of minor actinides is considered. The concept of a cascade electro-nuclear installation with an accelerator of electrons is posed.

УДК 621.039.52

The State and Problems of Computation-Methodical Support of Designed Reactor Installations with Lead-Bismuth Coolant \ O.G. Komlev, N.N. Novikova, M.M. Trevgoda, E.V. Filimonov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 13 pages, 1 illustration. – References – 15 titles.

The paper presents a brief review of the state and basic problems of computation-methodical support of designing the reactor installations with lead-bismuth coolant regarding validation of neutron-physical, thermal-hydraulic and radiation characteristics.

УДК 621.039.534

Coagulation Model of Bubbles Injected by Jet Injector into Heavy Liquid Metal Flow \ V.S. Fedotovskiy, T.N. Verestchagina, Yu.I. Orlov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 4 illustrations. – References – 8 titles.

A mathematical model of bubbles coagulation in the process of outflow of fine-dispersed gas-liquid flow from the jet injector into the channel with coolant flow is presented. The model allows estimating the efficiency of the injector method for gas mixture injection into heavy liquid metal coolant with the technological aim. Mechanisms of gradient, inertial and turbulent coagulations resulting in an evolution of the bubbles sizes spectrum along the channel are considered. Computation dependences of the bubbles sizes spectrums, an average bubble size and the size of specific interphase surface on the distance from the injector are presented.

УДК 621.039.51

Experimental and Numerical Investigations into Thermalhydraulics of the Model of Liquid Metal-Cooled Target System TS-1 \ G.P. Bogoslovskaya, A.D. Efanov, E.F. Ivanov, Yu.D. Levchenko, Yu.I. Orlov, A.P. Sorokin, V.S. Fedotovskiy; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy.

Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 2 tables, 8 illustrations. – References – 7 titles.

Results of hydrodynamic and thermal experiments on the models of window target of accelerator driven system carried out in the State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering are presented in the paper.

In real facility lead-bismuth flow should provide the needed heat removal from the membrane, as well as from the target volume. The target is an annular channel, in which coolant flow turns through 180 degrees near the membrane and enters the central tube with the distributing grid installed.

Hydrodynamic measurements were performed in air test facility. Flow velocity was measured with the use of hot wire anemometers; flow rate was controlled by specially contoured nozzles, pressure drop – by micro manometers and electrical converters. Temperature fields were measured by chromel-copel thermocouples.

Eutectic sodium-potassium alloy was used as a coolant in the thermal model. Temperature field in the coolant was controlled by mobile thermocouple probe, temperature at the membrane surface was measured by mobile thermocouple.

The paper also presents results of benchmark problems on the target model heat transfer. Specialists from Japan, Spain, Italy, Russia, and China participated in the benchmark.

The data obtained in experiments and calculations may be used in improvement of target structure, in verification of numerical codes, in analysis of thermal stresses and strength characteristics of structural elements.

УДК 621.039.534

Hydrodynamics of Header Systems of Nuclear Power Plants \B.N. Gabrianovich, V.N. Del'nov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 9 pages, 3 illustrations. – References – 18 titles.

Experimental studies on hydrodynamics of flowing part of header systems of nuclear power plants were carried out. The results of these studies on cylindrical and plane distributing header systems of different types are presented.

УДК 621.039.76

Problems and Approaches to Management of Spent Nuclear Fuel of Liquid-Metal-Coolant Reactors of Nuclear Submarines \A.V. Zrodnikov, A.N. Zbudko, 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; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 2 illustrations. – References – 13 titles.

The problems on treatment of liquid metal cooled reactor spent fuel were considered and main approaches to solve them were formulated. The latter can be realized as an independent projects to be funded through Russian governmental budget, as well bilateral and multilateral funding by countries-donors within international collaboration on complex utilization of nuclear submarines and rehabilitation of radiation contaminated sites at North-West region of Russian Federation.

УДК 621.039.73

Immobilization of High-active Wastes into Mineral-like Materials by SHS Process \E.E. Konovalov, S.V. Yudinsev, B.S. Nikonov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 3 tables, 6 illustrations. – References – 11 titles.

Experimental investigations have been carried out on high temperature treatment of materials (modeling different types of high active wastes) with incorporation of radionuclides in the

structure of resistant mineral-like new-formations isolating them from the environment. The treatment relies on the new non-oven technology of the self-propagating high-temperature synthesis (SHS), making it possible at high temperature to synthesize stable refractory matrix materials immobilizing biologically important radionuclides of the wastes.

УДК 621.039.543.4

The Properties of Modified Uranium Dioxide \ I.S. Kurina, V.V. Popov, V.N. Rumyantsev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 8 pages, 7 illustrations. – References – 15 titles.

The results of the researches directed on achievement of new modification of UO_2 fuel microstructure, produced with using of modernized wet technology are presented. This modification allows to improve the thermophysical properties of fuel pellets. It is established, the increase of the thermal conductivity of UO_2 in 2-3 times at $1000^\circ C$ was achieved owing to the application certain special techniques in the procedures relating to precipitation which results in the formation of nanoparticles less than 30 nm in size. The experimentally-theoretical substantiation of increase of the thermal conductivity of UO_2 is presented.

УДК 621.039.5: 541.44

Irradiation Resistance of Zirconium and Yttrium Hydrides Doped with Erbium, Boron and Gadolinium \ N.G. Primakov, G.A. Birzhevoy, V.A. Rudenko, V.V. Kazarnikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk 2007. – 9 pages, - References, 9 titles.

Results of investigating the resistance of hydrides of zirconium-erbium and zirconium-boron alloys (two-phase systems) and of hydrides of yttrium-gadolinium alloys (substitutional solid solution) to neutron irradiation in BR-10 fast reactor up to fluences of $3 \cdot 10^{25}$ n/m² at temperatures below $430^\circ C$ are presented.

It is shown that swelling of yttrium-gadolinium hydrides is higher by factor of 3 as compared with the swelling of zirconium hydride.

УДК: 621.039.534.6: 539.175

Investigations of the Lead Based Liquid Metal Compositions by Neutron Scattering \ N.M. Blagoveshchenskiy, N.I. Loginov, V.A. Morozov, A.G. Novikov, A.V. Puchkov, V.V. Savostin, D.V. Savostin, A.L. Shimkevich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk 2007. – 9 pages, 9 illustrations, – References, 25 titles.

In the article the results of investigations of microdynamics and microstructure of lead, lead-potassium and sodium-lead melts by method of neutron scattering are presented. Following microscopic characteristics are obtained: the dispersion curves, structure factors, radial distribution functions of atoms. The cluster configurations, which exist in liquid melt matrix, are discussed.

УДК: 621.039.534.6

Technology of Lead-Bismuth Coolant in NPP of the First and Second Generation \ A.D. Efanov, K.D. Ivanov, P.N. Martynov, Yu.I. Orlov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk 2007. – 7 pages, 2 illustrations, – References, 13 titles.

A short history of studying the lead-bismuth alloy as coolant in submarine reactor installations has been put forth. Two basic stages associated with the operation of NPP of the first and second generation with this coolant have been singled out. The major technology problems characteristic of these stages of coolant studying and the ways of their solution have been demonstrated.

УДК: 621.039.534.6

Solid Phase Technology of Oxygen Regulation in Heavy Liquid Metal Coolants \P.N. Martynov, R.Sh. Askhadullin, A.A. Simakov, V.S. Lanskih, A.Yu. Chaban, E.A. Machula; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk 2007. – 7 pages, 2 tables, 4 illustrations, – References, 9 titles.

The present work reflects results of investigations on substantiation of a method and means for maintenance of corrosion stability of steels in heavy lead-containing liquid metal coolants with reference to operation conditions of perspective nuclear power plants (BREST-OD-300, SVBR 75/100 etc.), various circulating stands, target accelerator-driven and technological static facilities.

УДК 621.039.534.6

Studies of Formation Processes and Performances of Lead and Lead-Bismuth Coolants Aerosols \P.N. Martynov, A.M. Posazhennikov, I.V. Yagodkin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk 2007. – 7 pages, 2 tables, 4 illustrations, – References, 2 titles.

The report presents the results of investigations of aerosol formation processes and the main characteristics of lead coolant aerosols in the enclosed gas space above its surface at different states of the interface liquid metal/gas and at jet issue of lead into atmosphere.

The study the morphology of generated lead aerosols special attention has been paid.

УДК 621.039.534.6

On Condition of Impurity in Liquid metals \V.A. Morozov, A.V. Morozov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk 2007. – 8 pages, 1 table, 3 illustrations, – References, 17 titles.

A condition of and lead is analyzed by a method of compensation effect. It is shown, that the compensation law allows to estimate the form of existence of the dissolved substances in alloys and entropy distinction of solvents. Compensation dependence is the consequence of linear data processing of experiment for any linearly represented characteristics.

НАШИ АВТОРЫ

Асхадуллин Р.Ш. – к.т.н., доцент, ведущий научный сотрудник лаборатории технологии тяжелых теплоносителей и новых материалов ГНЦ РФ-ФЭИ. Автор около 100 научных работ.

Биржевой Г.А. – к.т.н., начальник отдела радиационного материаловедения ГНЦ РФ-ФЭИ. Доцент кафедры материаловедения Обнинского университета атомной энергетики. Автор более 150 научных работ.

Благовещенский Н.М. – к.ф.-м.н., с.н.с. Закончил Ленинградский государственный университет в 1976 г. Область научных интересов: физика конденсированных сред, физика квантовых жидкостей.

Богомолов В.Н. – к.т.н., главный инженер отдела технической диагностики ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: планирование и проведение экспериментов, обработка экспериментальных данных в области диагностирования реакторных установок.

Богословская Г.П. – к.т.н., доцент, в.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ, закончила Московский энергетический институт в 1974 г.

Болховитинов В.Н. – с.н.с. лаборатории инженерно-физических проблем защиты и радиационной безопасности ГНЦ РФ-ФЭИ.

Бугреев М.И. – начальник лаборатории испытаний НТЦ СПР ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: атомная энергетика, радиационная безопасность.

Василенко В.А. – д.т.н., генеральный директор НИТИ им. А.П. Александрова.

Вахрушин М.П. – начальник отдела ОКБ «Гидропресс».

Верещагина Т.Н. – к.т.н., в.н.с. ФЭИ. Окончила Московский государственный университет (физический факультет). Область научных интересов: газо-жидкостные среды, связанные колебания, гидродинамика, колебания и волны в гетерогенных средах.

Габрианович Б.Н. – д.т.н., главный научный сотрудник ФЭИ. Область научных интересов: гидродинамика проточных частей ядерных энергетических установок и теплообменных аппаратов.

Дельнов В.Н. – к.т.н., начальник патентного отдела ФЭИ. Область научных интересов: гидродинамика проточных частей ядерных энергетических установок и теплообменных аппаратов.

Драгунов Ю.Г. – д.т.н., член-корреспондент РАН, директор – генеральный конструктор ОКБ «Гидропресс».

Ефанов А.Д. – д.т.н., профессор, директор Института теплообменных процессов в ЯЭУ ГНЦ РФ-ФЭИ, закончил Обнинский филиал МИФИ в 1971 г.

Журавлев В.П. – главный инженер НИТИ им. А.П. Александрова.

Забудько А.Н. – к.т.н., директор отделения ГНЦ РФ-ФЭИ.

Земсков Е.А. – к.ф.-м.н., в.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: нейтронно-физический расчет ядерных реакторов.

Зродников А.В. – д.ф.-м.н., профессор, генеральный директор ГНЦ РФ-ФЭИ.

Иванов Е.Ф. – к.т.н., в.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ, закончил Московский энергетический институт в 1960 г.

Иванов К.Д. – д.т.н., в.н.с. лаборатории технологии

тяжелых теплоносителей и новых материалов ГНЦ РФ-ФЭИ. Автор более 180 научных работ.

Игнатъев С.В. – к.ф.-м.н., заместитель директора отделения ГНЦ РФ-ФЭИ.

Казарников В.В. – к.т.н., с.н.с. лаборатории физики металлов ГНЦ РФ-ФЭИ. Доцент по специальности «Ядерные энергетические установки». Автор около 150 научных работ.

Комлев О.Г. – к.т.н., начальник отдела ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: математическое моделирование нейтронно-физических характеристик реакторов с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями, расчетное обоснование проектных характеристик ЯЭУ со свинцово-висмутовым теплоносителем.

Коновалов Э.Е. – к.х.н., в.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Окончил Ленинградский государственный университет в 1955 г. Область научных интересов: обращение с радиоактивными отходами, технология жидкометаллических теплоносителей.

Куранов В.Д. – ведущий инженер-физик корпуса физических измерений (КФИ) в ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: радиационная безопасность, дозиметрия.

Курина И.С. – к.т.н., в.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: разработка технологий изготовления и модификация свойств оксидного топлива.

Ланских В.С. – с.н.с. лаборатории методов и средств измерения теплогидравлических параметров ЯЭУ ГНЦ РФ-ФЭИ. Автор около 50 научных работ.

Левченко Ю.И. – д.т.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ, закончил Московский институт химического машиностроения в 1960 г.

Логинов Н.И. – д.т.н., начальник лаборатории. Закончил Обнинский филиал МИФИ в 1960 г. Область научных интересов: теплофизика, технология и физика жидких металлов, астрофизика.

Мартынов П.Н. – д.т.н., начальник отдела технологии теплоносителей и новых материалов ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». Автор более 250 научных работ.

Мачула Е.А. – инженер лаборатории технологии тяжелых теплоносителей и новых материалов ГНЦ РФ-ФЭИ.

Морозов А.В. – инженер-исследователь, закончил Московский физико-технический институт в 1997 г. Область научных интересов: технология жидкометаллических теплоносителей и тепловых труб.

Морозов В.А. – с.н.с., закончил Брянский институт транспортного машиностроения в 1960 г. Область научных интересов: физхимия, теория растворов, технология жидких металлов.

Николаев С.А. – начальник бюро ГНЦ РФ-ФЭИ.

Никонов Б.С. – с.н.с. лаборатории радиогеологии Института геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии РАН. Окончил геологический факультет Московского геолого-разведочного института в 1972 г. Область научных интересов: изучение материалов для иммобилизации радиоактивных отходов.

Новиков А.Г. – д.ф.-м.н., профессор, главный научный сотрудник. Закончил в 1956 г. Ленинградский поли-

технический институт. Область научных интересов: физика конденсированных сред, физика воды и водных растворов, физика жидких металлов.

Новикова Н.Н. – к.т.н., в.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: расчетное обоснование нейтронно-физических характеристик реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем.

Орлов Ю.И. – д.т.н., профессор, главный научный сотрудник ФЭИ. Окончил Ленинградский политехнический институт. Область научных интересов: ядерные энергетические установки, физхимия и технология тяжелых жидкометаллических теплоносителей, гидродинамика газо-жидкостных потоков.

Панкратов Д.В. – д.т.н., профессор, главный научный сотрудник лаборатории разработок научно-технического центра специальных проектных разработок (НТЦ СПР) в ГНЦ РФ-ФЭИ. Эксперт по темам: ядерные реакторы, радиационная защита и радиационная безопасность.

Попов В.В. – д.т.н., начальник отдела ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: разработка элементов ядерных энергетических установок.

Посаженников А.М. – н.с. лаборатории фильтрации жидкостей и газов. Автор около 30 научных работ

Примаков Н.Г. – к.т.н., в.н.с. лаборатории физики металлов ГНЦ РФ-ФЭИ. Автор более 150 научных работ.

Пучков А.В. – д.ф.-м.н., начальник лаборатории. Закончил в 1974 г. Обнинский филиал МИФИ. Область научных интересов: физика конденсированных сред, физика квантовых жидкостей.

Руденко В.А. – к.т.н., в.н.с. лаборатории физики металлов ГНЦ РФ-ФЭИ. Автор около 150 научных работ.

Румянцев В.Н. – к.т.н., в.н.с. ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: исследование теплофизических свойств элементов ядерных энергетических установок.

Рябая Л.Д. – н.с. лаборатории испытаний НТЦ СПР ГНЦ РФ-ФЭИ. Область интересов: радиационная защита и радиационная безопасность.

Савостин В.В. – к.ф.-м.н., с.н.с. Закончил в 1989 г. Обнинский институт атомной энергетики. Область научных интересов: физика конденсированных сред, физика жидких металлов.

Савостин Д.В. – н.с., закончил в 1997 г. Обнинский институт атомной энергетики. Область научных интересов: физика конденсированных сред, физика жидких металлов.

Садовничий Р.П. – инженер лаборатории технологии тяжелых теплоносителей и новых материалов ГНЦ РФ-ФЭИ.

Симаков А.А. – с.н.с. лаборатории технологии тяжелых теплоносителей и новых материалов ГНЦ РФ-ФЭИ. Автор около 100 научных работ.

Сомов И.Е. – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ.

Сорокин А.П. – д.т.н., начальник отдела ГНЦ РФ-ФЭИ закончил Московский энергетический институт в 1972 г.

Степанов В.С. – заместитель директора – главный конструктор ОКБ «Гидропресс».

Стороженко А.Н. – к.ф.-м.н., с.н.с. тяжелых теплоносителей и новых материалов ГНЦ РФ-ФЭИ. Автор более 50 научных работ.

Суворов Г.П. – начальник инженерно-производственного комплекса ГНЦ РФ-ФЭИ.

Тошинский Г.И. – д.т.н., профессор, главный научный сотрудник, советник генерального директора ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: физика реакторов на быстрых нейтронах.

Трантин С.К. – инженер-конструктор 1 категории ОКБ «Гидропресс».

Тревогода М.М. – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: поисковые проработки новых ЯЭУ и энергопреобразователей, теплогидравлика жидкометаллических реакторных установок.

Федотовский В.С. – д.т.н., начальник лаборатории ФЭИ. Окончил Московский инженерно-физический институт. Область научных интересов: гидродинамика, вибрации, акустика, гетерогенные среды, гидроупругость.

Филатов Б.В. – начальник стеновой установки КМ-1 НИТИ им. А.П. Александрова.

Филимонов Е.В. – к.ф.-м.н., и.о. начальника лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: расчетное обоснование радиационной безопасности ЯЭУ с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями, вероятностный анализ безопасности ЯЭУ.

Филин Р.Д. – заместитель генерального директора НИТИ им. А.П. Александрова.

Чабань А.Ю. – н.с. лаборатории технологии тяжелых теплоносителей и новых материалов ГНЦ РФ-ФЭИ. Автор около 20 научных работ.

Чернов М.Е. – к.т.н., с.н.с. лаборатории технологии тяжелых теплоносителей и новых материалов ГНЦ РФ-ФЭИ. Автор более 50 научных работ.

Шелеметьев В.М. – м.н.с. лаборатории технологии тяжелых теплоносителей и новых материалов ГНЦ РФ-ФЭИ. Автор более 10 научных работ.

Шимкевич А.Л. – д.ф.-м.н., начальник лаборатории. Закончил в 1971 г. Московский физико-технический институт. Область научных интересов: теплофизика, физика жидких металлов, физика конденсированных сред.

Юдинцев С.В. – к.геол.-мин.н., в.н.с. лаборатории радиогеологии Института геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии РАН. Окончил геологический факультет МГУ им. М.В. Ломоносова в 1981 г. Область научных интересов: геохимические аспекты проблемы безопасного захоронения радиоактивных отходов, разработка и изучение матриц для иммобилизации актинидов.

Ягодкин И.В. – к.т.н, начальник лаборатории фильтрации жидкостей и газов. Автор более 250 научных работ.

OUR AUTHORS

Askhadullin R.Sh. – Cand.Sci.(Engineering), leading researcher at the liquid metal coolants and new materials Laboratory of the SSC RF – IPPE. Associated Professor. Author of more than 100 papers.

Birzhevoy G.A. – Cand. Sci. (Engineering), head of the radiation metallurgy department of the SSC RF-IPPE. Associated Professor of the Obninsk University of Nuclear Power Engineering. Author more than 150 papers.

Blagoveshchenskiy N.M. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher, graduated from the Leningrad State University in 1976.

Bogomolov V.N. – Cand. Sci. (Engineering), the chief engineer of the of technical diagnostics department of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: planning and carrying out of experiments, processing of experimental data in the field of diagnosing reactor installations.

Bogoslovskaya G.P. – Cand.Sci. (Engineering), Associated Professor, leading researcher in SSC RF-IPPE, graduated from the Moscow Power Engineering Institute in 1974.

Bolhovitinov V.N. – senior research assistant of SSC RF-IPPE Laboratory on engineering and physical problems concerning protection and radiation safety.

Bugreev M.I., head of test laboratory of SPD STC SSC RF-IPPE. Science area: nuclear power, radiation safety.

Chaban A.Yu. – researcher at the liquid metal coolants and new materials Laboratory of the SSC RF- IPPE. Author of more than 20 papers.

Chernov M.E. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher at the liquid metal coolants and new materials Laboratory of the SSC RF-IPPE. Author more than 30 papers.

Deĭnov V.N. – Cand.Sci. (Engineering), head patent department in the SSC RF IPPE. Scientific interests: hydrodynamics of flowing parts of nuclear power plants and heat exchangers.

Dragunov Yu.G. – Dr. Sci. (Engineering), Corresponding Member of RAS, Director – General Constructor of Experimental and Design Organization «GIDROPRESS».

Efanov A.D. – Dr.Sci. (Engineering), Professor, head of the Institute for Heat and Mass Transfer in Nuclear Power Units in the SSC RF-IPPE, graduated from the Obninsk branch of Moscow Engineering Physics Institute in 1971.

Fedotovskiy V.S. – Dr. Sci. (Engineering), head of laboratory of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Moscow Engineering and Physics Institute. Scientific interests: hydrodynamics, vibrations, acoustic, heterogeneous media, hydroelasticity.

Filatov B.V. – head of KM-1 facility of Science and Technology Institute named after A.P. Alexandrov.

Filin R.D. – deputy director General of Science and Technology Institute named after A.P. Alexandrov.

Gabrianovich B.N. – Dr.Sci. (Engineering), leading researcher in the SSC RF IPPE. Scientific interests: hydrodynamics of flowing parts of nuclear power plants and heat exchangers.

Ignatiev S.V. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), deputy director of department of the SSC RF-IPPE.

Ivanov E.F. – Cand.Sci. (Engineering), leading researcher in the SSC RF-IPPE, graduated from Moscow Power Engineering Institute in 1960.

Ivanov K.D. – Dr. Sci. (Engineering), leading researcher of laboratory of technology of heavy coolants and new

materials, SSC RF IPPE. Author responsible for more than 180 papers.

Kazarnikov V.V. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher at the physics of metals laboratory of the SSC RF-IPPE. Associated Professor on Nuclear Power Engineering. Author of about 150 papers.

Komlev O.G. – Cand. Sci. (Engineering), head of the department of the SSC RF-IPPE. Science area: mathematical simulation of neutron-physical characteristics of nuclear reactors with heavy liquid-metal coolants, computation validation of designed characteristics of NPIs with lead-bismuth coolant.

Konovalev E.E. – Cand. Sci. (Chemistry), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Leningrad State University in 1955. Scientific interest: treatment of radioactive wastes, liquid metal technology for nuclear power reactors.

Kuranov V.D. – leading engineer-physicist of the physical measurement installation (PMI) of SSC RF-IPPE. Science area: radiation safety, dosimetry.

Kurina I.S. – Cand. Sci. (Engineering), leading scientist of SSC RF-IPPE. Scientific interests: Research and Development of Modified Oxide Fuels.

Lanskiy V.S. – senior researcher at the Laboratory for Thermohydraulic Instrumentation of Nuclear Power Plants. Author of more than 50 papers.

Levchenko Yu.D. – Dr.Sci. (Engineering), leading researcher in the SSC RF IPPE, graduated from the Moscow Institute for Chemical Engineering in 1960.

Loginov N.I. – Dr. Sci. (Engineering), head of the laboratory. Graduated from the Obninsk branch of the Moscow Engineering and Physics Institute in 1960.

Machula E.A. – engineer at the liquid metal coolants and new materials Laboratory of the SSC RF – IPPE.

Martynov P.N. – Doc. Sci. (Engineering), professor, head of Department for liquid metal coolants and new materials of the SSC RF-IPPE. Author more than 250 papers.

Morozov A.V. – engineer-researcher, graduated from the Moscow Institute for Physics and Technology in 1997. Scientific interests: technology of liquid-metal heat-carriers and heat pipes.

Morozov V.A. – senior scientific employee, graduated from the Bryansk Institute of Transport Mechanical Engineering in 1960. Scientific interests: physical chemistry, theory of solutions, technology of liquid metals.

Nikolaev S.A. – head of bureau of the SSC RF-IPPE.

Nikonov B.S. – senior researcher of the laboratory of radiogeology and radiogeocology in IGEM RAS. Graduated from the Moscow Geological Prospecting Institute (Geological faculty) in 1972. Scientific interests: study of materials intended for high-level waste immobilization.

Novikov A.G. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, general researcher. Graduated from the Leningrad Polytechnic Institute in 1956.

Novikova N.N. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher. Science area: computation validation of neutron-physical characteristics of nuclear reactors with lead-bismuth coolant.

Orlov Yu.I. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, chief researcher of the SSC RF-IPPE. Graduated from Leningrad

Polytechnic Institute. Scientific interests: nuclear power plants, physics, chemistry and technology of heavy liquid metal coolants, hydrodynamics of gas-liquid flows.

Pankratov D.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Principal Researcher of Development Laboratory for Special Projects Developments at Scientific-Technical Centre (SPD STC) in State Scientific Centre of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE). The expert on nuclear reactors, radiation protection, radiation safety.

Popov V.V. – Dr. Sci. (Engineering), department chief of SSC RF-IPPE. Scientific interests: Development of elements of nuclear power plants.

Posazhennikov A.M. – researcher at the gas and liquid filtration Laboratory of the SSC RF-IPPE. Author of more than 30 papers.

Primakov N.G. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher at the physics of metals laboratory of the SSC RF-IPPE. Author more than 150 papers.

Puchkov A.V. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), head of the laboratory. Graduated from the Obninsk branch of the Moscow Engineering and Physics Institute.

R.P. Sadovnichiy – engineer at the liquid metal coolants and new materials Laboratory of the SSC RF-IPPE.

Rudenko V.A. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher at the physics of metals laboratory of the SSC RF-IPPE. Author of about 150 papers.

Rumyantsev V.N. – Cand. Sci. (Engineering), leading scientist of SSC RF-IPPE. Scientific interests: Research of heat-physical properties of elements of nuclear power plants.

Ryabaya L.D. – research assistant of the test laboratory of SPD STC. SSC RF-IPPE. Science area: radiation protection, radiation safety.

Savostin D.V. – researcher, Graduated from the Obninsk State Technical University for Nuclear Power Engineering in 1997.

Savostin V.V. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher. Graduated from the Obninsk branch of the Moscow Engineering and Physics Institute in 1974.

Shimkevich A.L. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), head of the laboratory. Graduated from the from the Moscow Institute for Physics and Technology in 1971.

Simakov A.A. – senior researcher at the liquid metal coolants and new materials Laboratory of the SSC RF – IPPE. Author of more than 100 papers.

Somov I.E. – Cand. Sci. (Engineering), Head of Laboratory of the SSC RF-IPPE.

Sorokin A.P. – Dr.Sci. (Engineering), senior researcher, head of department in the SSC RF IPPE, graduated from the Moscow Power Engineering Institute in 1972.

Stepanov V.S. – deputy director – chief constructor of Experimental and Design Organization «GIDROPRESS».

Storozhenko A.N. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher at the liquid metal coolants and new materials

Laboratory of the SSC RF-IPPE. Author more than 40 papers.

Suvorov G.P. – head of engineering-industry complex of the SSC RF-IPPE.

Toshinsky G.I. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, general researcher, adviser of Director General of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: fast reactor physics.

Trantin S.K. – engineer-constructor of category I of Experimental and Design Organization «GIDROPRESS».

V.M. Shelemetev – junior researcher at the liquid metal coolants and new materials Laboratory of the SSC RF – IPPE. Author more than 250 papers. Author more than 10 papers.

Trevgodia M.M. – Cand. Sci. (Engineering), head of laboratory of the SSC RF-IPPE. Science area: research developments of new NPIs and power-converters, thermal hydraulics of liquid-metal cooled reactor installations.

Vakhrushin V.S. – head of division of Experimental and Design Organization «GIDROPRESS».

Vasilenko V.A. – Dr. Sci. (Engineering), Director General of Science and Technology Institute named after A.P. Alexandrov.

Verevchagina T.N. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Moscow State University. Scientific interests: bubble mediums, coupled vibrations, hydrodynamics, waves in dispersions and porous media.

Yagodkin I.V. – Cand.Sci.(Engineering), head of Laboratory for gas and liquid filtration of the SSC RF-IPPE. Author of more than 250 papers.

Ye.V. Filimonov – Cand. Sci. (Phys.-Math.), acting head of laboratory of the SSC RF-IPPE. Science area: computation validation of radiation safety of NPIs with heavy liquid-metal coolants, probabilistic analysis of NPIs' safety.

Yudintsev S.V. – Cand. Sci. (Geological-Mineralogical), leading researcher and deputy head of division of geological basis for radioactive waste disposal at the laboratory of radiogeology and radiogeocology, Institute of Geology of Ore Deposits, Russian Academy of Sciences (IGEM RAS). Graduated from the Geological faculty of the Moscow State University in 1981 (Geochemistry). Scientific interests: geochemical aspects of radioactive waste disposal, development of materials for actinides immobilization.

Zabudko A.N. – Cand. Sci. (Engineering), director of department of the SSC RF-IPPE.

Zemskov E.A. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: methods of nuclear reactor analysis.

Zhuravlev V.P. – chief engineer of Science and Technology Institute named after A.P. Alexandrov.

Zrodnikov A.V. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, Director General of the SSC RF-IPPE.