

Министерство образования и науки Российской Федерации  
Обнинский институт атомной энергетики  
Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»  
Ядерное общество России

# ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издается с 1993 г.

№1 2014 г.

## СОДЕРЖАНИЕ

### АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- В.И. Рачков, С.Г. Калякин*  
Инновационная ядерная энерготехнология – основа крупномасштабной ядерной энергетики ..... 5
- В.И. Рачков, П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, В.В. Григоров, Н.А. Денисова, Н.И. Логинов, В.П. Мельников, А.С. Михеев, А.Г. Портяной, Е.Н. Сердунь, А.П. Сорокин, А.Н. Стороженко, В.В. Ульянов, И.В. Ягодкин*  
Инновационные технологии, развиваемые в ГНЦ РФ-ФЭИ ..... 16
- В.И. Рачков, А.Д. Ефанов, А.В. Жуков, С.Г. Калякин, А.П. Сорокин*  
Теплогидравлические исследования ЯЭУ (к 60-летию пуска Первой АЭС) ..... 39
- Е.Н. Аврорин, А.Н. Чебесков*  
Быстрые реакторы и проблема ядерного нераспространения ..... 64

### БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- Р.Р. Хафизов, Ю.М. Ашурко, А.В. Волков, Е.Ф. Иванов, В.В. Привезенцев, А.П. Сорокин, В.В. Кумской*  
Подготовка экспериментального стенда AP-1 и экспериментальной модели к проведению исследований процесса кипения натрия в ТВС в обоснование безопасности быстрого реактора нового поколения ..... 77
- М.В. Кащеев, Ю.М. Ашурко*  
Исследование возможности удержания расплавленного топлива в быстром реакторе при тяжелой аварии ..... 88
- В.С. Федотовский, Т.Н. Верецагина, С.В. Лунина, Е.А. Иванова*  
Виброакустическая динамика гетерогенных сред и конструкций ЯЭУ ..... 99

### МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- Ю.Е. Швецов, Ю.М. Ашурко, И.Р. Суслов, К.Ф. Раскач, Л.М. Забудько, Е.Е. Мариненко*  
Мультифизический код UNICO для анализа переходных процессов в быстрых натриевых реакторах ..... 111
- В.М. Декусар, А.Ф. Егоров, А.Г. Калашников, В.В. Коробейников, В.Е. Коробицын, А.Л. Мосеев, П.А. Мосеев*  
Моделирование работы международного ядерного топливного центра по предоставлению услуг странам ближнего зарубежья ..... 121

## ПОДГОТОВКА КАДРОВ

- Т.Н. Верещагина*  
О сохранении знаний в организациях атомной отрасли ..... 136

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

- А.П. Сорокин, Е.Ф. Иванов, Г.П. Богословская, Ю.Д. Левченко, В.В. Привезенцев, К.С. Рымкевич, И.Р. Зуева*  
Экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик модели воздушного теплообменника системы аварийного расхолаживания реактора на быстрых нейтронах ..... 149
- Р.Ш. Асхадуллин, П.Н. Мартынов, В.И. Рачков, А.Ю. Легких*  
Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование массообменных аппаратов для обеспечения заданного кислородного режима в ТЖМТ (Pb, Pb-Bi) ..... 160
- Д.О. Коломиец, Ю.Д. Левченко, А.П. Сорокин*  
Экспериментальное исследование гидравлического сопротивления пакета оребренных труб воздушных теплообменников реакторов на быстрых нейтронах ..... 172

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

- В.С. Каграманян, В.В. Коробейников, В.И. Рачков*  
Концепция поэтапного освоения технологий быстрых реакторов и замыкания ядерного топливного цикла с учетом неопределенности знаний о будущем ..... 183

## ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

- В.Н. Кощев, Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля*  
Верификация нейтронных данных основных реакторных материалов из библиотеки РОСФОНД на интегральных экспериментах ..... 204

## ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- Н.И. Гончар, Д.В. Панкратов*  
Определение характеристик выхода полония из ТЖМТ в газовую фазу по экспериментальным данным ГНЦ РФ-ФЭИ ..... 215
- К.В. Тыклеева, А.А. Перегудов, С.В. Забродская, В.Н. Кощев, С.Е. Шпакова*  
Влияние примесей первого контура на активность натрия в реакторах типа БН ..... 224

## CONTENTS

### URGENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>Rachkov V.I., Kalyakin S.G.</i> Innovative nuclear power technology – the basis of large-scale nuclear power engineering .....	5
<i>Rachkov V.I., Martynov P.N., Askhadullin R.S., Grigorov V.V., Denisova N.A., Loginov N.I., Melnikov V.P., Mikheev A.S., Portjanov A.G., Serdun E.N., Sorokin A.P., Storozhenko A.N., Ulyanov V.V., Yagodkin I.V.</i> Innovative technology developed in SSC RF-IPPE .....	16
<i>Rachkov V.I., Efanov A.D., Zhukov A.V., Kalyakin S.G., Sorokin A.P.</i> Thermohydraulic researches NPP (to the 60 anniversary of The First NPP) .....	39
<i>Avrorin E.N., Chebeskov A.N.</i> Fast reactors and problem of nuclear non-proliferation .....	64

### SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>Khafizov R.R., Ashurko J.M., Volkov A.V., Ivanov E.F., Privezentsev V.V., Sorokin A.P., Kumskey V.V.</i> AR-1 experimental model and facility preparation for the purpose of experimental investigation of sodium boiling in fuel subassembly mockup for new generation fast reactor safety justification .....	77
<i>Kascheev M.V., Ashurko Yu.M.</i> Research on the possibility of melted fuel containment in a fast reactor at a severe accident .....	88
<i>Fedotovskij V.S., Vereshchagina T.N., Lunina S.V., Ivanova E.A.</i> Vibroacoustic dynamics of heterogeneous media and NPP structures .....	99

### SIMULATIONS OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

<i>Shvetsov Yu. E., Ashurko Yu.M., Suslov I.R., Raskach K.F., Zabud'ko L.M., Marinenko E.E.</i> The UNICO multi-physics code to analyze transients in sodium fast reactors .....	111
<i>Dekusar V.M., Egorov A.F., Kalashnikov A.G., Korobeynikov V.V., Korobicin V.E., Moseev A.L., Moseev P.A.</i> Modeling services of international nuclear fuel cycle facility for commonwealth of independent states .....	121

### PERSONNEL TRAINING

<i>Vereshchagina T. N.</i> About knowledge management in nuclear organizations .....	136
---	-----

### THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>Sorokin A.P., Ivanov E.F., G.P. Bogoslovskaya G.P., Levchenko Yu.D., Privezentsev V.V., Rymkevich K.S., Zueva I.R.</i> Experimental researches of thermal hydraulic characteristics in the model of sodium-air heat exchanger for fast reactor emergency cooling system .....	149
---	-----

<i>Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Rackov V.I., Legkikh A.Yu.</i> Calculation and experimental research in support of mass exchangers for providing specific oxygen regime in heavy liquid metal coolants (Pb, Pb-Bi) .....	160
<i>Kolomiyets D.O., Levchenko Yu.D., Sorokin A.P.</i> Experimental study on hydraulic resistance of the finned tube assembly of the air heat exchangers in fast reactors .....	172
<b>FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT</b>	
<i>Kagramanyan V.S., Korobeynikov V.D., Rachkov V.I.</i> The concept of phased mastering of fast reactors technologies and closure of NFC under conditions of uncertainty of future knowledge .....	183
<b>REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY</b>	
<i>Koscheev V.N., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M.</i> Verification of neutron data for main reactor materials from ROSFOND neutron data library on intergral experiments .....	204
<b>ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING</b>	
<i>Gonchar N.I., Pankratov D.V.</i> Defining parameters of polonium release from hlmc into gas derived from IPPE experimental data .....	215
<i>Tikleeva K.V., Peregudov A.A., Zabrodskaya S.V., Koscheev V.N., Shpakova S.E.</i> The influence of impurities of the first loop on the activity of sodium in BN reactors .....	223

## ИННОВАЦИОННАЯ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГОТЕХНОЛОГИЯ – ОСНОВА КРУПНОМАСШТАБНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**В.И. Рачков, С.Г. Калякин,**

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



В мировой энергетике все более важную перспективу получает безуглеродная энергетика, наиболее развитой частью которой является ядерная энергетика. Технологическая база ядерной энергетики России на основе реакторов ВВЭР достаточна для прогнозируемых ЭС-2030 масштабов строительства АЭС и экспортных поставок. Однако потенциал ее в решении долгосрочных стратегических проблем страны ограничен из-за несоответствия уровня безопасности требованиям к крупномасштабной ядерной энергетике, ограниченных ресурсов природного урана, накопления ОЯТ и проблем его транспортировки и хранения. Для достижения существенно улучшенного топливного баланса ТЭК России в целом, сбережения ценных ресурсов горючих ископаемых, радикального решения проблемы выбросов CO<sub>2</sub> *возможно до конца этого века развернуть крупномасштабную ядерную энергетику*, что означает необходимость скорейшего перехода к замкнутому ЯТЦ и поддержания разумно высоких темпов развития ядерной энергетике на протяжении большей части столетия.

С точки зрения эффективности перевода ядерной энергетике на замкнутый ЯТЦ целесообразно все имеющиеся топливные ресурсы (плутоний и обогащенный уран) использовать, в первую очередь, для ускоренного ввода самодостаточных быстрых реакторов. Недопустимо неэффективное сжигание плутония в виде МОКС-топлива тепловых реакторов. Экономика перехода к замкнутому ЯТЦ диктует необходимость введения в ближайшее время отчислений в фонд обращения с ОЯТ и РАО по примеру других стран с развитой ядерной энергетикой; при этом решение проблемы переработки ранее накопленного ОЯТ может стать основанием для постановки вопроса о государственных субсидиях.

Основные положения, касающиеся реализации стратегии развития ядерной энергетике России до 2100 г., иллюстрируются результатами системного исследования двух сценариев с переходом к замкнутому ЯТЦ при развертывании быстрых реакторов естественной безопасности только на плутонии либо на плутонии и обогащенном уране.

**Ключевые слова:** стратегия трансформирования ядерно-энергетического комплекса, крупномасштабная ядерная энергетике, замкнутый ядерный топливный цикл, быстрый реактор.

## **ВВЕДЕНИЕ**

Последнее десятилетие XX в. характеризовалось общей стагнацией мировой ядерной энергетики, сворачиванием в ряде ведущих западных стран ядерно-энергетических программ, значительным снижением финансирования программ НИОКР по новым разработкам, утратой кадрового, строительного и промышленного потенциала. Это в значительной мере было связано с реакцией на две крупные аварии: в 1979 г. на АЭС «Три-Майл-Айленд» (США) и в 1986 г. на Чернобыльской АЭС (СССР). Кроме того, достаточность и доступность запасов органического топлива, разработка шельфовых месторождений явились прагматической основой тактических решений по отказу от ранее намеченных планов строительства АЭС в США и ряде европейских стран.

«Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века» [1] (далее Стратегия-2000), опубликованная в 2000 г., стала первым документом государственного уровня, свидетельствующим о начале пересмотра отношения к использованию АЭС, в последующие годы поддержанным ведущими европейскими странами. Осмысление предшествующего периода развития ядерной энергетики, анализ причин сопровождавших его аварий, накапливающихся проблем с облученным ядерным топливом (ОЯТ) и обращением с высокоактивными радиоактивными отходами (ВАО) – все это привело к пониманию приоритетности технологического обновления, которое необходимо для того, чтобы ставить вопрос о крупномасштабной ядерной энергетике.

С 2005 – 2007 гг. в мире начались процессы, характеризуемые как ядерный ренессанс. Помимо Индии, Китая и Республики Корея значительный интерес к использованию атомной энергии начали проявлять другие развивающиеся страны Азии, Африки и Южной Америки. Некоторые европейские страны, ранее отказавшиеся от каких-либо планов сооружения новых атомных станций, на государственном уровне начали обсуждение возможностей по их возобновлению.

В марте 2011 г. на АЭС «Фукусима» в Японии произошла одна из крупнейших аварий в истории мировой ядерной энергетики. Были разрушены три энергоблока, хранилища ОЯТ, в окружающую среду выброшена радиоактивность в объеме, потребовавшем крупномасштабной эвакуации населения, ограничения доступа людей и хозяйственной деятельности на значительной территории. Эта авария, реанимировавшая многочисленные «чернобыльские фобии», привела к пересмотру рядом стран своих ядерно-энергетических программ либо в сторону полного отказа в будущем от ядерной энергетики (Германия, Италия, Швейцария, Бельгия), либо в сторону сокращения ранее планировавшихся масштабов развития или откладывания их по срокам реализации.

Возникла необходимость вновь вернуться к рассмотрению возможной роли ядерной энергетики в энергетическом балансе как в мире, так и в России. Причем учтены должны быть не только уроки тяжелых аварий, что уже было сделано в Стратегии-2000 и сохраняет свое значение после аварии на АЭС «Фукусима», но и кардинальное изменение ситуации с имеющимися ресурсами органического топлива, интенсивным освоением сланцевых нефтяных и газовых месторождений, а также заметный прогресс в развитии технологий возобновляемых источников энергии, ветровой и солнечной, в первую очередь, и в освоении ресурсов биотоплива.

## **ВОЗМОЖНЫЕ СТРАТЕГИИ РАЗВИТИЯ ЯЭ**

Анализ подходов к перспективам развития ядерной энергетики в различных странах показывает наличие двух тенденций.

1. Ориентация на развитие ядерной энергетики на базе существующих и усовершенствованных типов тепловых реакторов с открытым ЯТЦ, в котором сжигается лишь  $^{235}\text{U}$ . Сюда же можно отнести варианты с использованием ограниченного дополнительного топливного ресурса в виде смешанного оксидного уран-плутониевого (МОКС) топлива, получаемого путем однократной переработки ОЯТ этих реакторов, выделения накопленного в нем плутония и смешения его с отвалным (обедненным) ураном. Несмотря на уже длительную историю доля МОКС-топлива в общем производстве ядерного топлива в мире никогда не превышала 5 %. В настоящее время наблюдается отказ от его использования в ряде стран, а также прекращение производства на некоторых из созданных заводах.

2. Ориентация на освоение замкнутого ЯТЦ с вводом реакторов, обеспечивающих простое либо расширенное воспроизводство ядерного топлива ( $K_B \geq 1$ ). Это могут быть традиционно рассматриваемые быстрые реакторы либо обсуждавшиеся еще в 1970-е гг. и вновь предлагаемые теперь в США легководные реакторы (ЛВР) с жестким спектром нейтронов. Способность воспроизводства позволяет вовлечь в использование  $^{238}\text{U}$  (99,3 % в составе природного) путем наработки делящегося плутония и природный  $^{232}\text{Th}$  путем превращения в делящийся  $^{233}\text{U}$ .

Первый подход олицетворяет путь экстенсивного развития, по которому фактически пока идет вся мировая ядерная энергетика. При этом в оборот вовлекаются все большие количества природного урана, используемого менее чем на 1 %, и непрерывно растут объемы хранящегося ОЯТ. Тем не менее, в современных условиях энергетического рынка (который, как и всякий рынок, работает с учетом лишь ближнесрочной перспективы) данный подход признается оправданным экономически. Концепция дальнейшего развития по этому пути получила распространение в США [2, 3], обладающих крупнейшей в мире ядерной энергетикой, и усилиями ведущих корпораций-разработчиков АЭС тиражируется в развивающихся странах, встающих на путь освоения ядерной энергетики. При этом для последних, особенно не обладающих значительным парком реакторов, предполагается предоставление возможности лизинга ядерного топлива с возвратом ОЯТ в страны-поставщики, где сосредоточиваются все операции внешнего ЯТЦ. Как известно, именно РФ стала инициатором такого подхода к обращению ЯТ, специально предусмотрев возможность приема зарубежного ОЯТ для переработки на своих предприятиях в законодательстве начала 2000-х гг. С точки зрения США, известные мировые ресурсы урана позволяют им придерживаться данного курса достаточно долго [3].

Однако ресурсы урана распределены в мире неравномерно, и перспективы их доступности для разных стран могут сильно различаться. Приемлемость данного курса развития для США и других ведущих держав, имеющих значительные мощности АЭС, несомненно, опирается на их уверенность в том, что они могут как сейчас, так и в достаточно отдаленной перспективе контролировать доступ к этим ресурсам. С другой стороны, накапливаемое ОЯТ в концепции открытого ЯТЦ является бесполезным отходом, и проблема его окончательного захоронения выходит за рамки чисто экономической. Так, в США в 2003 г. авторы системного исследования [2], посвященного стратегии развития национальной ядерной энергетике, полагали, что преимущества прямого захоронения ОЯТ могут не уступать достигаемым при внедрении замкнутого ЯТЦ. Однако та же группа исследователей в 2011 г. [3] рекомендовала реализацию длительного контролируемого хранения накопленного ОЯТ, имея в виду сохранение возможности перехода к замкнутому ЯТЦ в будущем. Эта рекомендация нашла отражение в отчете

специальной комиссии Министерства энергетики США [4], которая была вынуждена признать, что действовавшая в течение 25-ти лет программа окончательного захоронения ОЯТ, несмотря на наличие уже накопленного фонда обращения с ОЯТ, не только не была осуществлена, но должна быть пересмотрена.

Более полная реализация потенциальных возможностей ядерной энергетики достижима лишь во втором подходе, обеспечивающем увеличение в 200 раз выхода энергии с каждой тонны урана, что означает расширение ресурсной базы на много порядков, поскольку станет экономически оправданным использование бедных месторождений. Однако стратегии развития в рамках этого подхода концептуально различаются в разных странах в зависимости от предполагаемой роли быстрых реакторов в структуре ядерной энергетики. В США, делающих ставку в обозримом будущем на ЛВР в открытом ЯТЦ, предусматривается принципиальная возможность перехода к переработке их ОЯТ (накапливаемого во временном хранилище в течение 100 лет) с целью уменьшения количества высокоактивных отходов (ВАО), подлежащих окончательному захоронению, путем «дожигания» выделяемого плутония и минорных актинидов в быстрых реакторах. Последние в данном случае считаются сами по себе неконкурентоспособными и выполняют роль «чистильщиков» при доминирующих легководных реакторах [3]. Для таких быстрых реакторов принимается коэффициент воспроизводства  $KV < 1$ , и их топливный цикл остается незамкнутым, так как требует постоянной подпитки. Рассматривается также возможность использования быстрых реакторов с  $KV \sim 1$  и с  $KV > 1$ , но их миссия остается принципиально той же, а увеличенная наработка плутония служит лишь средством ускорения выхода мощностей быстрых реакторов в структуре ядерной энергетики на нужный уровень.

Франция и Япония, не имеющие собственных месторождений урана, традиционно строили свои стратегии развития, предусматривающие переход от открытого ЯТЦ ЛВР к замкнутому ЯТЦ с использованием быстрых реакторов с натриевым теплоносителем ( $KV > 1$ ), способных обеспечивать топливом ЛВР. Аналогичная стратегия рассматривалась и по-прежнему предлагается некоторыми авторами в России [5]. Первые шаги к реализации замкнутого ЯТЦ в рамках данной стратегии были пройдены и привели к созданию предприятий по переработке ОЯТ ЛВР во Франции, Великобритании, Японии и России. Но дальнейшее продвижение приостановилось из-за прекращения эксплуатации уже построенных быстрых натриевых реакторов (за исключением БН-600 в России), которые сами по себе были признаны экономически непривлекательными и опасными ввиду риска распространения оружейных технологий (позиция США).

В пользу возврата к этой стратегии выдвигается тезис о приемлемости существования в структуре ядерной энергетики более дорогих быстрых реакторов с  $KV > 1$  при совместном функционировании с ЛВР. Между тем желание оправдать затраты на упомянутые предприятия по переработке ОЯТ породило концепцию (уже реализуемую на практике) применения выделенного плутония для изготовления смешанного оксидного (МОКС) уран-плутониевого топлива ЛВР. Такой подход, очевидно, противоречит первоначальному стратегическому замыслу ввода быстрых реакторов, поскольку с точки зрения топливного баланса использование плутония (как и обогащенного урана) в них заведомо более эффективно, чем в тепловых реакторах.

Позиция России, сформулированная в Стратегии-2000 и развитая в [7 – 10], также ориентирована на освоение замкнутого ЯТЦ. Она основана на концепции создания крупномасштабной ядерной энергетики, которая может быть развита на быстрых реакторах умеренной энергонапряженности без избыточного произ-



водства плутония. При этом важным является полное внутреннее воспроизводство плутония в активной зоне (КВА » 1) с плотным теплопроводным топливом (нитридное, металлическое, карбидное) равновесного состава [6]. Можно отметить, что отказ от высокого коэффициента воспроизводства быстрых реакторов в пользу новых возможностей реакторов с КВ ~ 1 находит признание и в исследованиях США [3].

### **БЕЗОПАСНАЯ СТРАТЕГИЯ**

Нельзя не учитывать, что за 60 лет развития мировой ядерной энергетики произошли шесть крупных аварий. Вероятностные подходы, эффективные при поиске слабых проектных решений и выявлении недостатков регламента эксплуатации, не могут рассматриваться как основной критерий безопасности, а тем более, как показатель возможности реализации конкретных аварий.

Применительно к реакторам АЭС можно выделить основные требования, относящиеся к достижению приемлемого уровня безопасности:

- минимальный запас реактивности реактора, не позволяющий реализовать разгон на мгновенных нейтронах, и сохранение в сочетании с эффектами саморегулирования стабильных физических характеристик за время кампании («равновесное» топливо);
- отказ от использования теплоносителя первого контура в виде перегретой воды, пара или газа под высоким давлением, потеря которых (и соответственно охлаждение топлива) приводит к недопустимым выбросам радионуклидов;
- переход на высококипящий жидкометаллический теплоноситель и интегральную шахтную конструкцию реактора с устранением возможности потери охлаждения.

К этому следует добавить принципиальные решения по объектам и технологиям ЯТЦ:

- отказ от прямого захоронения облученного топлива, минимизация количества высокоактивных отходов в замкнутом ЯТЦ с возвратом опасных долгоживущих актинидов и части продуктов деления в быстрые реакторы в составе регенерированного топлива;
- замкнутый ЯТЦ с минимизацией времени выдержки облученного топлива, количества хранимых ядерных материалов и опасности аварий;
- радикальное снижение риска распространения ядерных материалов с отказом от наработки плутония в бланкете быстрых реакторов и от выделения чистого плутония из облученного топлива.

Стратегия-2000 поставила задачу одновременного решения проблемы ОЯТ и технологического усиления режима нераспространения. Возможность отказа от короткого времени удвоения и исключение уранового бланкета, переход к топливу равновесного состава в быстрых реакторах с КВ~1 и постепенный отказ от обогащения урана создают необходимые предпосылки для технологической поддержки режима нераспространения. Технология переработки топлива должна исключать возможность ее использования для выделения Pu,  $^{235}\text{U}$  или  $^{233}\text{U}$ . В этом случае она сводится, в основном, к очистке топлива от продуктов деления с остатком 1–10 %.

Сценарии внедрения быстрых реакторов с замкнутым ЯТЦ должны опираться на реально сложившуюся структуру ядерной энергетики. Развитие ядерной энергетики на базе быстрых реакторов с постепенным вытеснением тепловых потребует взаимной увязки их топливного баланса, переработ-

ки накопленного облученного топлива (более 19 тыс. т на начало 2011 г. в России) и рационального использования топливных ресурсов. В этой связи необходимо четко определить различия между восприятием двухкомпонентной ядерной энергетики, включающей в себя как тепловые, так и быстрые реакторы, как переходного этапа к ядерной энергетике с доминированием быстрых реакторов и известной концепцией двухкомпонентной ядерной энергетики с постоянно сосуществующими тепловыми реакторами и подпитываемыми их топливом быстрыми реакторами-размножителями.

Представление о двухкомпонентной ядерной энергетике сложилось еще до ее фактического появления, во второй половине прошлого века, под основным влиянием следующих факторов:

- первоначальная идея (безусловно, правильная) о необходимости развития ядерной энергетики на базе быстрых реакторов;
- отсутствие высокоэффективной технологии обогащения урана и обусловленное этим требование высокого коэффициента воспроизводства плутония для наращивания мощностей быстрых реакторов;
- обусловленное военными потребностями развитие различных семейств тепловых реакторов на обогащенном уране, в дальнейшем модернизированных для гражданской энергетики, сопровождавшееся авариями, в том числе достаточно серьезными;
- экономическая неконкурентоспособность реально построенных в разных странах быстрых реакторов-размножителей с их специфическими особенностями, продиктованными требованием высокого КВ (высокая плотность энерговыделения, использование натриевого теплоносителя, производство плутония оружейного качества в бланкете).

С освоением технологии обогащения урана наследие промышленности ядерных вооружений послужило фундаментом современной ядерной энергетики на тепловых реакторах. А для более дорогих быстрых реакторов, изначально представлявшихся самодостаточными, была предложена роль подпитчиков топливом тепловых реакторов в дальней перспективе истощения ресурсов дешевого природного урана.

В такой двухкомпонентной ядерной энергетике плутоний, загружаемый в тепловые реакторы с  $KV < 1$ , использовался бы заведомо неэффективно, потребовалась бы массовая циркуляция ОЯТ и плутонийсодержащего топлива между быстрыми и тепловыми реакторами и централизованными заводами по переработке ОЯТ и изготовлению топлива. К сожалению, представление о двухкомпонентной структуре ядерной энергетики, включающей в себя быстрые реакторы-размножители с высоким коэффициентом воспроизводства, стало стереотипом в умах нескольких поколений инженеров.

Аргументы в пользу сохранения тепловых реакторов в составе двухкомпонентной ядерной энергетики делятся на две группы:

- общие соображения о необходимости иметь в запасе альтернативные технические решения, обеспечивающие возможность маневра в процессе развития;
- необходимость диверсификации ядерных технологий применительно к различным энергопотребностям, в том числе для задач теплоснабжения (особенно регионального), производства синтетического топлива и водорода, генерации высокопотенциального тепла для нужд химии и металлургии и т.п.

По первой группе достаточно указать, что предлагаемый путь преимущественного развития ядерной энергетики на базе быстрых реакторов естественной безопасности займет десятки лет, на протяжении которых ядерная энергетика

будет де-факто оставаться двухкомпонентной. В этом случае времени хватит для любых маневров, если они понадобятся.

По второй группе следует отметить два момента. Во-первых, диверсификация технологических применений не связана непосредственно с физикой активной зоны реактора (за исключением некоторых экзотических проектов), так что необходимость использования потенциально опасного теплового реактора с водой под давлением, например, для когенерации электричества и тепла, вместо быстрого реактора естественной безопасности неочевидна. Во-вторых, диверсификация предполагает как технологическое, так и географическое «расползание» ядерных установок в различные области промышленности и регионы, что фактически означает диверсификацию рисков.

Что касается экономической конкурентоспособности, то по мере перехода к АЭС с более высоким уровнем безопасности появится возможность реализации предпосылок к снижению их стоимости. В целом можно заключить, что концепция структуры ядерной энергетики на базе замкнутого ядерного топливного цикла с быстрыми реакторами удовлетворяет основным требованиям формирования крупномасштабной энергосистемы.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В мировой энергетике все более важную перспективу получает безуглеродная энергетика, наиболее развитой частью которой является ядерная энергетика, но она начинает подвергаться конкурентному давлению со стороны возобновляемых источников энергии с точки зрения как безопасности, так и экономической привлекательности, особенно в случае сохранения тенденции к росту стоимости современных АЭС.

В стратегическом плане позиция России, ориентированная на освоение замкнутого ЯТЦ, сохраняется. Принципиальным положением является использование быстрых реакторов с КВ~1, обеспечивающих работу на равновесном топливе и сжигание долгоживущих минорных актинидов. Отказ от высоких КВ быстрых реакторов в пользу новых возможностей реакторов с КВ~1 находит признание и в недавних системных исследованиях США.

Ключевыми факторами для масштабного развития ядерной энергетики в России и мире остаются прежде всего безопасность, сырьевые ресурсы и экономическая конкурентоспособность с другими видами энергогенерации. Технологическая база ядерной энергетики России на основе реакторов ВВЭР достаточна для прогнозируемых ЭС-2030 масштабов строительства АЭС и экспортных поставок. Однако потенциал ее в решении долгосрочных стратегических проблем страны ограничен из-за несоответствия уровня безопасности требованиям к крупномасштабной ядерной энергетике, ограниченных ресурсов природного урана, накопления ОЯТ и проблем его транспортировки и хранения.

Для достижения существенно улучшенного топливного баланса ТЭК России в целом, сбережения ценных ресурсов горючих ископаемых, радикального решения проблемы выбросов CO<sub>2</sub> возможно до конца этого века развернуть крупномасштабную ядерную энергетiku, что означает необходимость скорейшего перехода к замкнутому ЯТЦ и поддержания разумно высоких темпов развития ядерной энергетики на протяжении большей части столетия.

С точки зрения эффективности перевода ядерной энергетики на замкнутый ЯТЦ целесообразно все имеющиеся топливные ресурсы (как плутоний, так и обогащенный уран) использовать, в первую очередь, для ускоренного ввода самодостаточных быстрых реакторов. Недопустимо неэффективное сжигание

плутония в виде МОКС-топлива тепловых реакторов.

Экономика перехода к замкнутому ЯТЦ диктует необходимость введения в ближайшее время отчислений в фонд обращения с ОЯТ и РАО (по примеру других стран с развитой ядерной энергетикой); при этом решение проблемы переработки ранее накопленного ОЯТ может стать основанием для постановки вопроса о государственных субсидиях.

Основные положения, касающиеся реализации стратегии развития ядерной энергетики России до 2100 г., иллюстрируются результатами системного исследования двух сценариев с переходом к замкнутому ЯТЦ при развертывании быстрых реакторов естественной безопасности только на плутонии либо на плутонии и обогащенном уране. Целью исследования была демонстрация возможности максимального вклада ядерной энергетики в удовлетворение спроса на электроэнергию вплоть до покрытия 100 %-ного прироста потребления. Полученные результаты позволяют сделать следующие выводы:

- характеристики быстрых реакторов естественной безопасности с невысоким коэффициентом воспроизводства ( $\sim 1,05$ ) при использовании в качестве дополнительного топливного ресурса обогащенного урана приемлемы для ускоренного создания самодостаточной системы быстрых реакторов;

- ускоренный ввод быстрых реакторов с использованием урана позволяет не только обеспечить максимальный вклад ядерной энергетики в общий энергобаланс страны, но и окончательно решить проблему топливных ресурсов с переходом на самообеспечение по топливу и прекращением потребления природного урана;

- переход к ядерной энергетике с доминированием быстрых реакторов на равновесном топливе дает возможность значительного сокращения как объемов переработки ( $\sim 1$  т ОЯТ равновесного топлива на 1 т регенерированного вместо  $\sim 15$  т ОЯТ ВВЭР) и транспортировки облученного топлива тепловых реакторов, так и величины топливных потоков в силу достижимости повышенного выгорания топлива (8–12 % для быстрых реакторов против 4,5–7,5 % для тепловых); при этом также будет обеспечена технологическая поддержка режима нераспространения путем отказа в конечном итоге как от процессов разделения урана и плутония, так и от обогащения урана;

- реализация замкнутого пристанционного ЯТЦ быстрых реакторов при существенном сокращении продолжительности внешнего ЯТЦ и «сжигании» долгоживущих минорных актинидов в составе регенерированного топлива позволяет существенно снизить количество последних в ВАО, открывая путь к их радиационно-эквивалентному захоронению;

- по показателю топливной составляющей электроэнергии АЭС замкнутый ЯТЦ быстрых реакторов в конечном виде (на регенерированном равновесном топливе) даже при ожидаемом существенном удорожании его переделов оказывается экономически более выгодным, чем открытый ЯТЦ ЛВР.

### **Литература**

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Минатом России, 2000.

2. The Future of Nuclear Power. – An Interdisciplinary MIT Report. Massachusetts Institute of Technology, 2003.
3. The Future of the Nuclear Fuel Cycle. – An Interdisciplinary MIT Report. Massachusetts Institute of Technology, 2011.
4. Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future. Report to the Secretary of Energy. January 2012. <http://brc.gov>.
5. *Алексеев П.Н., Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю. и др.* О стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 г. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. – Вып. 4. – С. 183-196.
6. *Адамов Е.О., Большов Л.А., Ганев И.Х. и др.* Белая книга ядерной энергетики. / Под общ. ред. Е.О. Адамова. – М.: НИКИЭТ, 2001.
7. *Рачков В.И.* Атомная энергетика как важнейший фактор устойчивого развития России в XXI веке. // Энергосбережение и водоподготовка. – 2006. – № 6. – С. 2-4.
8. *Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др.* Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200. // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201-205.
9. *Адамов Е.О., Джаловян А.В., Лопаткин А.В. и др.* Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – Вып. 6. – С. 319-330.
10. *Рачков В.И., Тюрин А.В., Усанов В.И., Воцинин А.П.* Эффективность ядерной энерготехнологии: системные критерии и направления развития. – М.: ЦНИИАТОМИНФОРМ, 2008. С. 228.

Поступила в редакцию 04.12.2013 г.

### Авторы

Рачков Валерий Иванович, научный руководитель ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, профессор, член-корреспондент РАН.

E-mail: [vrachkov@ippe.ru](mailto:vrachkov@ippe.ru)

Калякин Сергей Георгиевич, первый заместитель генерального директора по науке, директор Института ядерных реакторов и теплофизики ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

E-mail: [kalyakin@ippe.ru](mailto:kalyakin@ippe.ru)

УДК 621.039

## **INNOVATIVE NUCLEAR POWER TECHNOLOGY – THE BASIS OF LARGE-SCALE NUCLEAR POWER ENGINEERING**

Rachkov V.I., Kalyakin S.G.,

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

Carbon-free power engineering with its most developed part, nuclear power, is becoming more and more promising in the world power engineering. The Russian WWER-based technological capabilities are sufficient for NPPs construction and export deliveries on the predicted ES-2030 scale. However, their potential for the solution of domestic long-term strategic problems is restricted because of the safety level inconformity to the requirements for large-scale nuclear power engineering, limited natural uranium resources, SNF accumulation, as well as its storage and transportation problems. With the aim of substantially improving the fuel balance in Russia as a whole, conserving valuable resources of fossil fuels, and comprehensively solving the problem of carbon dioxide emissions, *it is possible to launch large-scale nuclear power engineering by the end of the century*. This necessitates prompt transition to the closed NFC along with maintenance of reasonably high development rates of nuclear power engineering over much of the century.

As for the efficiency of nuclear power transfer to the closed NFC, it would be reasonable to primarily use all available fuel resources, such as plutonium and enriched uranium, for accelerated commissioning of self-sufficient fast reactors. Inefficient plutonium combustion as thermal reactor MOX-fuel is unacceptable. The economy of transition to the closed NFC calls for making contributions in the near future to the spent nuclear fuel and radioactive waste management fund by the example of other countries with developed nuclear power engineering. In this context, the solution of the problem related to previously accumulated SNF reprocessing may afford ground for raising an issue of state subsidies.

The basic provisions for the implementation of nuclear power engineering development in Russia up to 2100 are illustrated by the system research results of two scenarios with transition to the closed NFC in launching inherently safe fast reactors fueled only with plutonium or enriched uranium.

**Key words:** strategy for transformation of a nuclear power engineering complex, the large-scale nuclear power engineering, the closed nuclear fuel cycle, fast reactor.

### REFERENCES

1. Strategiya razvitiya atomnoj energetiki Rossii v pervoj polovine XXI veka. Osnovnye polozheniya. [The development strategy of Russia's nuclear industry in the first half of the XXI century. Key provisions.]. Moskow, Minatom Rossii Publ. 2000. (in Russian)
2. The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Report. Massachusetts Institute of Technology, 2003.
3. The Future of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary MIT Report. Massachusetts Institute of Technology, 2011.
4. Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future. Report to the Secretary of Energy. January 2012. Available at: <http://brc.gov>.

5. Alekseev P.N., Asmolov V.G., Gagarinskij A.Yu. e.a. O strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii do 2050 goda [Development Strategy of Russian nuclear power by 2050]. *Atomnaya energiya*. 2011, vol. 111, iss. 4, pp. 183–196.
6. Adamov E.O., Bol'shov L.A., Ganev I.H. e.a. Belaya kniga yadernoj energetiki [White book of nuclear power engineering]. – M.: NIKIET, 2001.
7. Rachkov V.I. Atomnaya energetika kak vazhnejshij faktor ustojchivogo razvitiya Rossii v XXI veke [Nuclear energy as an important factor for sustainable development of Russia in XXI century]. *Energoberezhenie i vodopodgotovka*. 2006, no. 6, pp. 2–4.
8. Rachkov V.I., Poplavskij V.M., Tsibulya A.M. e.a. Konceptiya perspektivnogo energobloka s bystrym natrievym reaktorom BN-1200 [Concept of prospective of power unit with fast neutron reactor BN-1200]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, iss. 4, pp. 201–205.
9. Adamov E.O., Dzhalogvyan A.V., Lopatkin A.V. e.a. Konceptual'nye polozheniya strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii v perspektive do 2100 g. [Conceptual Development Strategy of Russian nuclear power in the run up to 2100]. *Atomnaya energiya*. 2012, vol. 112, iss. 6, pp. 319–330.
10. Rachkov V.I., Tyurin A.V., Usanov V.I., Voshchinin A.P. *Effektivnost' yadernoj energotekhnologii: sistemnye kriterii i napravleniya razvitiya* [Effectiveness of nuclear power technology: System criteria and development directions]. Moscow, CNIATOMINFORM Publ. 2008, 228 p. (in Russian)

### Authors

Rachkov Valery Ivanovich, Research Supervisor of the State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Dr. Sci. (Engineering), Professor, Corresponding member of the Russian Academy of Science.

E-mail: vrachkov@ippe.ru

Kalyakin Sergey Georgievich, First Deputy General Director on Science, Director of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics, SSC RF-IPPE, Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: kalyakin@ippe.ru

## ИННОВАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ, РАЗВИВАЕМЫЕ В ГНЦ РФ-ФЭИ

В.И. Рачков, П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, В.В. Григоров,  
Н.А. Денисова, Н.И. Логинов, В.П. Мельников, А.С. Михеев,  
А.Г. Портяной, Е.Н. Сердунь, А.П. Сорокин, А.Н. Стороженко,  
В.В. Ульянов, В.И. Ягодкин

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



Представлены результаты выполненных в ГНЦ РФ-ФЭИ исследований и разработок с использованием тяжелых жидкометаллических теплоносителей (свинца, эвтектического сплава 44,5% Pb – 55,5% Bi, галлия) в области прямоконтактных жидкометаллических технологий получения водяного пара, пресной воды, сингаза и водорода, жидкометаллической технологии синтеза наноструктурных оксидов и аэрогелей, технологии плазмохимического синтеза полифункциональных наноструктурных покрытий (мембран) на пористых подложках фильтрующих элементов для очистки питьевой воды, переработки технических жидкостей на АЭС и предприятиях атомной промышленности (очистка воды от радионуклидов), в химических производствах (очистка промышленных стоков), гальванических производствах (очистка и частичное восстановление электролитов), в горнодобывающей промышленности при выделении из растворов ценных примесей (золото, никель, серебро и др.), металлургической промышленности для чистки оборотной воды от механических примесей. Изложены результаты разработок в области жидкометаллических тепловых труб, в том числе для создания химического реактора для конверсии исходного углеводородного сырья в смесь ароматических углеводородов, результаты выполненных исследований научно-технических основ энерготехнологии лиофобных капиллярно-пористых систем и разработки устройств с их использованием (аккумуляторы и преобразователи энергии, компенсаторы давления жидкости, демпферы, пассивные защитные устройства для тепловой, космической и атомной энергетики). Представлено описание разработанных систем контроля кислорода и водорода в газовых и жидких средах, в том числе для раннего обнаружения и контроля горючих и взрывоопасных газов.

**Ключевые слова:** инновационные технологии, жидкометаллические теплоносители, свинец, галлий, натрий, водяной пар, пресная вода, сингаз, водород, прямоконтактная технология, наноструктурные оксиды и аэрогели, плазмохимический синтез полифункциональных наноструктурных покрытий, тепловые трубы, лиофобные капиллярно-пористые системы, атомная промышленность, химическое производство, металлургия.

© *В.И. Рачков, П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, В.В. Григоров, Н.А. Денисова, Н.И. Логинов, В.П. Мельников, А.С. Михеев, А.Г. Портяной, Е.Н. Сердунь, А.П. Сорокин, А.Н. Стороженко, В.В. Ульянов, В.И. Ягодкин, 2014*



## ВВЕДЕНИЕ

Федеральное государственное унитарное предприятие «Государственный научный центр Российской Федерации Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского» (далее ГНЦ РФ-ФЭИ) создан в соответствии с постановлением СНК СССР от 19.12.45 №3117-937сс как Лаборатория «В». Неоценимый вклад в развитие института внесли академик АН УССР А.И. Лейпунский, член-корреспондент АН СССР Д.И. Блохинцев и многие другие известные в стране и за рубежом ученые и специалисты. В 1951 г. Лаборатории «В» было поручено сооружение в Обнинске атомной электростанции, создание которой впервые продемонстрировало возможность мирного использования атомной энергии. Первая в мире АЭС была введена в эксплуатацию в ФЭИ 27 июня 1954 г. (рис. 1).



Рис. 1. Первая в мире АЭС

В 2002 г. после 48-ми лет безаварийной работы реактор первой в мире атомной электростанции был остановлен. Первенец ядерной энергетики доказал полную безопасность нахождения АЭС в самой густонаселенной части России. Первая АЭС была той экспериментальной базой, на которой отработывались модели атомных станций новых поколений, а теперь она стала полигоном для разработки технологий вывода других АЭС из эксплуатации.

В настоящее время ГНЦ РФ-ФЭИ является многопрофильной научной организацией, ведущей комплексные исследования физико-технических проблем ядерной энергетики, в том числе инновационные разработки для атомной промышленности и гражданского назначения. Центр состоит из пяти институтов, насчитывающих 70 лабораторий.

Теоретические и экспериментальные работы проводятся в области ядерной физики, физики ядерных реакторов и радиационной защиты, теплофизики и гидравлики, коррозии конструкционных материалов, радиационного материаловедения, технологии жидкометаллических теплоносителей, химии и радиохимии и других разделов атомной науки и техники.

Для проведения этих исследований ГНЦ РФ-ФЭИ располагает высококвалифицированными кадрами (численность сотрудников – 3500 человек, в том числе 70 докторов и 316 кандидатов наук) и уникальной экспериментальной базой.

Практическое воплощение получили многие разработки ГНЦ РФ-ФЭИ, среди которых

- быстрые реакторы БР-1, БР-2, БР-5, БР-10 в Обнинске, БОР-60 в Дмитровграде, БН-350 в Актау (Казахстан), БН-600 – этот реактор имеет более чем 30-летний опыт успешной работы на БАЭС, завершается строительство БН-800 также на БАЭС, идет его подготовка к пусковым работам;
- реакторы для подводных лодок со свинцово-висмутовым охлаждением
- наземные прототипы, опытные образцы и серийные установки (рис. 2);
- реакторы ТОПАЗ и БУК для энергоустановок космических аппаратов, прошедшие успешные испытания на околоземных орбитах;
- под научным руководством ГНЦ РФ-ФЭИ и с его участием были созданы также реакторы первой очереди Белоярской АЭС на Урале, передвижная АЭС ТЭС-3, Билибинская АТЭЦ на Чукотке, разработано около сотни других проектов ядерных энергоустановок различного назначения.



Рис. 2. Атомные подводные лодки (проекты 705 и 705К) с теплоносителем Pb-Bi

В настоящее время ГНЦ РФ-ФЭИ является координатором и научным руководителем Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года», в рамках которой предполагается создание ряда инновационных реакторных установок, охлаждаемых жидкими металлами (БН-1200, БРЕСТ-300, СВБР-100, МБИР) [1–5].

Другими инновационными направлениями деятельности института являются использование радиации для лечения онкологических заболеваний, разработки по радиоизотопам и радиофармпрепаратам, создание медицинских приборов; создание систем очистки и контроля жидких и газовых сред; разработки прямоконтактных жидкометаллических технологий получения водяного пара, пресной воды, сингаза и водорода; разработки в области тепловых труб, исследования в области лиофобных капиллярно-пористых систем и разработка устройств на их основе; получение чистого кремния с использованием натриевой технологии; получение высокочистых галлия, свинца, эвтектического сплава 44,5% Pb – 55,5% Bi; разработка нанотехнологий и т.д.

История вовлечения ГНЦ РФ-ФЭИ в nanoиндустрию берет свое начало с 1993 г. с развития двух нанотехнологий: жидкометаллической технологии синтеза наноструктурных аэрогелей и оксидов и технологии плазмохимического синтеза полифункциональных наноструктурных покрытий на пористых подложках.

## **ТЯЖЕЛЫЕ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛИ (ТЖМТ) В ПРЯМОКОНТАКТНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ ПРОИЗВОДСТВА ВОДЯНОГО ПАРА, ПРЭСНОЙ ВОДЫ, СИНГАЗА И ВОДОРОДА**

Тяжелые теплоносители свинец-висмут и свинец могут эффективно использоваться для охлаждения реакторов ядерных энергетических установок [69]. Это оказалось возможным благодаря ряду теплофизических преимуществ ТЖМТ перед другими теплоносителями при высокотемпературном переносе тепла. ТЖМТ имеют также физико-химические особенности, которые позволяют рассматривать не только принципиально новые и более эффективные схемы производства тепла и электричества в ЯЭУ, но и варианты получения при непосредственном смешении ТЖМТ с перерабатываемыми средами в контурах ЯЭУ таких ценных технологических продуктов, как водород, синтез-газ, пресная вода и водяной пар.

Разработки прямоконтактных технологий и устройств, проводимые в ГНЦ РФ-ФЭИ, можно условно разделить на два направления: 1) получение водяного пара и пресной воды [10–12]; 2) производство водорода и синтез-газа [13–15].

В рамках первого направления на сегодняшний день достигнуто следующее:

- спроектированы и изготовлены макетные образцы прямоконтактных испарителя и опреснителя;
- разработана методика расчета теплообмена при прямом смешении жидкого металла с водой;
- проведены испытания созданных макетных образцов (температура расплава, подаваемого в зону испарения воды, 150–450°C, давление в макетных образцах 1,1–3,0 бар, расход воды через зону испарения изменялся от 0,5 до 8 кг/ч, объем зоны испарения – 2,5 л).

Полученные при испытаниях данные показали преимущества испытанных макетных образцов по сравнению с прямоконтактными моделями, разработанными японскими исследователями (основными конкурентами российских разработчиков прямоконтактных систем). Определенные по результатам испытаний значения усредненного объемного коэффициента теплообмена существенно выше, чем в экспериментах, выполненных в частном институте CRIEPI, и близки к данным, полученным в Токийском технологическом институте (хотя последние были получены в условиях более благоприятных для процессов теплообмена при высоком давлении в системе – вплоть до 5,0 МПа). Указанные преимущества достигнуты за счет эффективной конструкции диспергатора пароводяной смеси (представляющего собой цилиндр с вертикальными прорезями в нижней половине) и удачной конструкции макетных образцов. Благодаря этому инжекция воды осуществлялась не только по центру зоны испарения (как это происходило у японских исследователей), а практически на весь объем расплава. Поэтому при проведении настоящих испытаний в прямоконтактном теплообмене участвовал больший, чем в японских моделях, объем металла.

Выполненный расчет кожухотрубной модели на основе режимных параметров при проведении экспериментов с макетными образцами показал существенное преимущество (уменьшение размеров и повышение эффективности теплообмена) прямоконтактных систем по сравнению с кожухотрубными.

Во всех режимах испытаний макетные образцы работали устойчиво и без «паровых взрывов». Установление и изменение режима работы макетных образцов не вызывало каких-либо затруднений и осложнений.

Полученные результаты убедительно продемонстрировали преимущества прямо-контактных технологий испарения и опреснения воды, главными из которых являются высокий объемный коэффициент теплообмена при смешении ТЖМТ с водой, простота конструкции и технологичность изготовления аппаратов для их реализации.

В рамках второго направления предлагается создание генераторов водорода и синтез-газа на основе следующих процессов: разложение водяного пара, оксидная конверсия газообразных углеводородов.

При разложении водяного пара ( $t = 400\text{--}1000^\circ\text{C}$ ) протекает реакция



Возможная схема процесса представлена на рис. 3. Для интенсификации процесса получения водорода необходимо постоянно отводить растворенный в расплаве кислород из зоны реакции. Это можно осуществить при помощи специального кислородного насоса, разрабатываемого в ГНЦ РФ-ФЭИ.

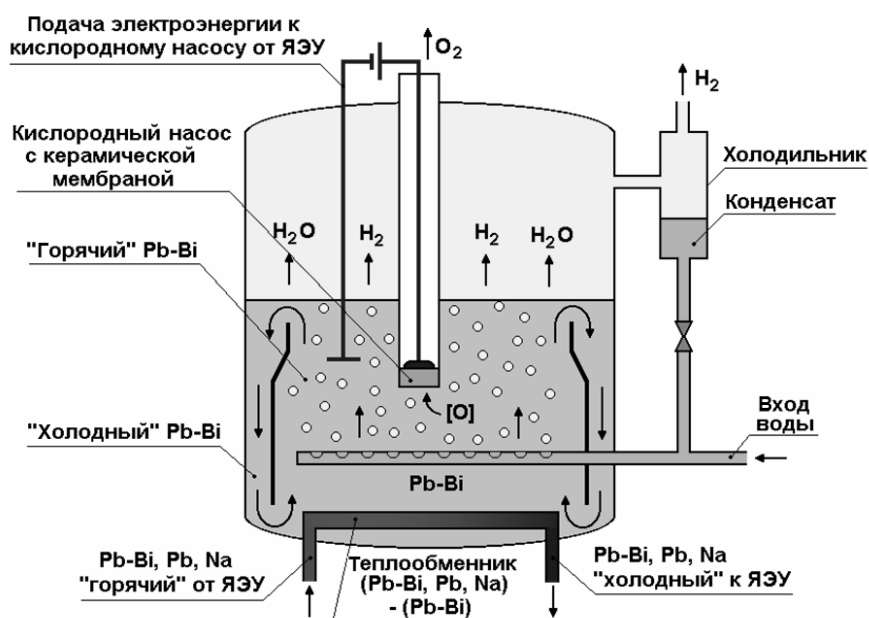
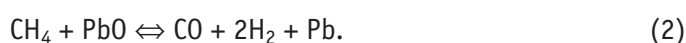


Рис. 3. Принципиальная схема процесса генерации водорода при разложении водяного пара в ТЖМТ

В ГНЦ РФ-ФЭИ получены первые экспериментальные результаты термического разложения водяного пара в расплаве Pb-Bi.

Относительно небольшие концентрации полученного водорода объясняются использованием несовершенного (с малой площадью электролита, небольшими допустимыми напряжениями на электродах) кислородного насоса. Также очевидно, что при таком способе производство водорода целесообразно проводить при повышенных температурах ( $t \geq 800^\circ\text{C}$ ).

При оксидной конверсии (рис. 4) углеводородов (при  $t \geq 500^\circ\text{C}$ ) возможна реакция



Оксидная конверсия может протекать при более низких температурах по сравнению с традиционной паровой конверсией. Повышение эффективности конверсии происходит за счет новых, ранее не применяемых процессов: окисление углеводородов оксидами, присутствующими в зоне реакции в растворенном в расплаве виде и (или) в виде твердой фазы.

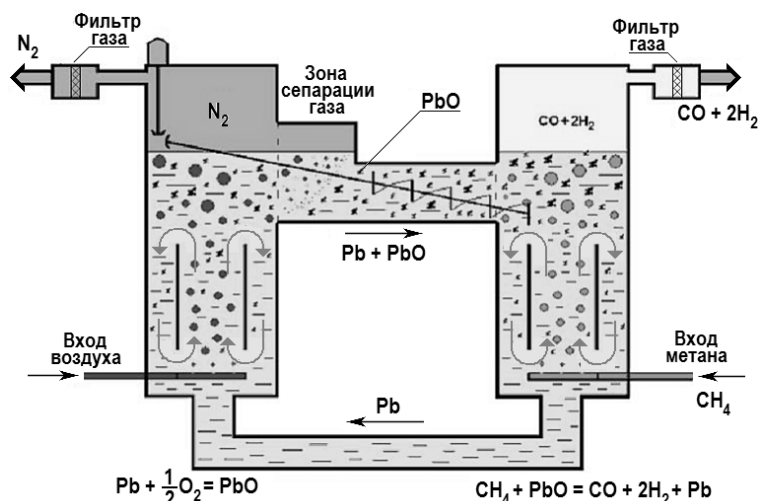


Рис. 4. Схема процесса генерации синтез-газа при оксидной конверсии углеводородов в ЖМТ

Непрерывное получение PbO возможно непосредственно в контуре циркуляции при окислении жидкого металла кислородом воздуха по реакции



При протекании реакции (3) выделяется тепло, которого достаточно для обеспечения теплом реакции (2). Таким образом, система для реализации реакций (2) и (3) может не нуждаться в непрерывном подводе тепла.

Первые экспериментальные результаты подтвердили принципиальную возможность осуществимости оксидной конверсии углеводородов (на примере пропана).

### **СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ КИСЛОРОДА И ВОДОРОДА В ГАЗОВЫХ И ЖИДКИХ СРЕДАХ**

На базе большого опыта ГНЦ РФ-ФЭИ по созданию различных устройств контроля для атомной энергетики разработаны датчики на твердых электролитах для контроля водорода и кислорода в жидкометаллических теплоносителях (Pb, Bi, Na), а также в газовых контурах и производственных помещениях [16–18].

Основным устройством в датчиках для контроля активности кислорода и водорода является керамический чувствительный элемент на основе твердых электролитов из оксидной керамики, обладающий способностью работать длительное время в условиях повышенных температур и термоударов в расплавах металлов, обладающий стабильностью проводящих и механических свойств, термостойкостью, низкой газопроницаемостью.

В результате проведенных исследований удалось разработать технологию изготовления высокоплотной твердоэлектролитной керамики на основе нанокристаллических порошков частично стабилизированного  $ZrO_2$  с добавкой наноструктурного аэрогеля  $AlOOH$  для применения в качестве электролита. При-

меняемые в рассматриваемой технологии получения керамики оксидные нанопорошки (аэрогель  $AlOON$ ) синтезируются по оригинальной жидкометаллической технологии, разработанной в ГНЦ РФ-ФЭИ.

По областям применения разрабатываемые детекторы делятся на следующие виды.

**Датчики термодинамической активности кислорода в свинцовосодержащих расплавах.** Данные устройства предназначены для измерения термодинамической активности кислорода в жидкометаллических теплоносителях АЭС.

Технические характеристики датчиков для измерения активности кислорода в жидкометаллических расплавах: диапазон измерения активности кислорода  $a = 10^6 - 1$ ; диапазон рабочих температур  $350-650^\circ C$ ; рабочая среда – Pb, Pb-Bi, Na; рабочее давление –  $0-1,5$  МПа; скорость изменения температуры – до  $100^\circ C/c$ ; ресурс работы – до 10000 часов.

С использованием таких датчиков для реакторных установок СВБР, БРЕСТ разрабатываются специальные автоматизированные системы контроля и управления качеством жидкометаллических теплоносителей.

**Высокотемпературные датчики кислорода в газовых средах** разработаны на основе датчиков активности кислорода в жидкометаллических расплавах. Датчик состоит из измерительного и электронного блоков, соединенных кабельной линией длиной до 120 метров. Сенсор, в основе которого находится твердоэлектrolитная керамическая ячейка, расположен внутри термостатированного корпуса измерительного блока, куда обеспечивается непрерывная подача исследуемого газа путем конвекции.

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, CO<sub>2</sub> – до 1, водяной пар – до 100, водород – до 0,01; предел допускаемой основной относительной погрешности – 12%; диапазон допустимых температур среды в месте установки датчика – до  $700^\circ C$ ; диапазон допустимых давлений – от 0 до 0,7 Па.



Рис. 5. Система раннего обнаружения и контроля горючих и взрывоопасных газов

**Система раннего обнаружения и контроля горючих и взрывоопасных газов** разработана на основе датчиков кислорода в газовых средах (рис. 5). Система предназначена для обеспечения безопасной эксплуатации и контроля технологических процессов производств, связанных с получением, использованием, переработкой или хранением горючих газов (водород, кислород, метан, пропан и др.) и паров легковоспламеняющихся жидкостей

(спирт, ацетон, аммиак и др.).

Нижний порог обнаружения в воздухе (% об.) водорода – 0,01; паров ацетона, спирта и др. – 0,05; метана, пропана и др. – 0,1; кислорода в инертных газах –  $10^7$ .

Диапазоны допустимых давлений – до 0,7 Мпа, температур среды – до 500°C.

**Датчики водорода в натриевом теплоносителе и газовых контурах АЭС на быстрых нейтронах.** Устройства входят в систему аварийной защиты парогенератора и предназначены для контроля течи воды в натрий второго контура.

Диапазон измерения водорода в натрии от 0,01 до 14 ррт, рабочий диапазон температур от 350 до 500°C, инерционность – не более 20 с.

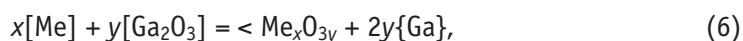
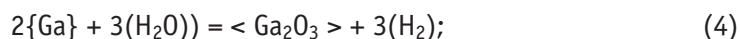
### **ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКАЯ ТЕХНОЛОГИЯ СИНТЕЗА НАНОСТРУКТУРНЫХ ОКСИДОВ И АЭРОГЕЛЕЙ**

В разработанной ГНЦ РФ-ФЭИ жидкометаллической технологии синтеза [19], в отличие от традиционной «автоклавной» золь-гель-технологии, не используются вредные и агрессивные жидкости. Также нет необходимости создавать высокие давления, что существенно снижает уровень затрат на оборудование и упрощает технологические схемы. Кроме того предлагаемая не имеющая аналогов жидкометаллическая технология отличается низким энергопотреблением и высокой производительностью.

Предложенный способ синтеза наноструктурных оксидов заключается в последовательном осуществлении двух стадий:

– растворение в галлии при 323–423 К (свинце при 653–873 К, свинце-висмуте при 453–873 К) металла, обладающего большим сродством к кислороду по сравнению с Ga (Pb) и растворимостью в конкретной жидкометаллической среде не менее 0,1% мас.;

– окисление растворенного металла в галлии (свинце, свинце-висмуте) водяным паром в соответствии с реакциями



где  $x$  и  $y$  – стехиометрические коэффициенты, а вид скобок характеризует состояние реагентов и продуктов реакции: { } – жидкое; [ ] – растворенное; ( ) – газообразное; < > – твердое (аморфное).

Известные данные по растворимостям металлов в галлии, свинце и свинце-висмуте наряду с термодинамическими расчетами параметров реакций образования оксидов в перечисленных растворителях свидетельствуют о возможности получения большого количества соединений вида  $Me_xO_y$ . Так при селективном окислении системы {Ga}[Me] до 423 К следует ожидать получения  $Na_2O$ ,  $Li_2O_3$ ,  $Al_2O_3$ ,  $MgO$  и  $CaO$ . Аналогичные расчеты приводят к выводу о возможности синтеза  $TeO$ ,  $NiO$ ,  $GeO_2$ ,  $SnO_2$ ,  $In_2O_3$ ,  $K_2O$ ,  $ZnO$ ,  $Ga_2O_3$ ,  $Na_2O$ ,  $MnO$ ,  $Li_2O$ ,  $Al_2O_3$ ,  $BaO$ ,  $SrO$ ,  $Ce_2O_3$ ,  $MgO$  и  $CaO$  в расплавах свинца и свинца-висмута до 873 К.

На рисунке 6 представлена схема реализации рассматриваемого способа получения ультрадисперсных оксидов из расплавов галлия, свинца и эвтектики 44,5% Pb – 55,5% Bi. Рост частиц образующегося оксидного вещества с поверхности барботажного устройства, с помощью которого в расплав галлия (свинца,

свинца-висмута) подается газовая смесь с водяным паром в глубь жидкометаллической среды, ограничен и определяется соотношением величин разнонаправленных сил (архимедовой, тяжести, подъема газа, поверхностного натяжения, адгезии, инерции).

По данной (жидкометаллической) не имеющей аналогов технологии теоретически можно получить порядка 100 различных соединений. Это следует из термодинамических расчетов возможности образования оксидных (галогенидных, нитридных, гидридных) фаз металлов, растворенных в расплавах галлия или свинца, или эвтектики Pb-Bi и селективно окисляемых (галогенируемых, азотируемых, гидрируемых) в этих жидкометаллических средах-растворителях.

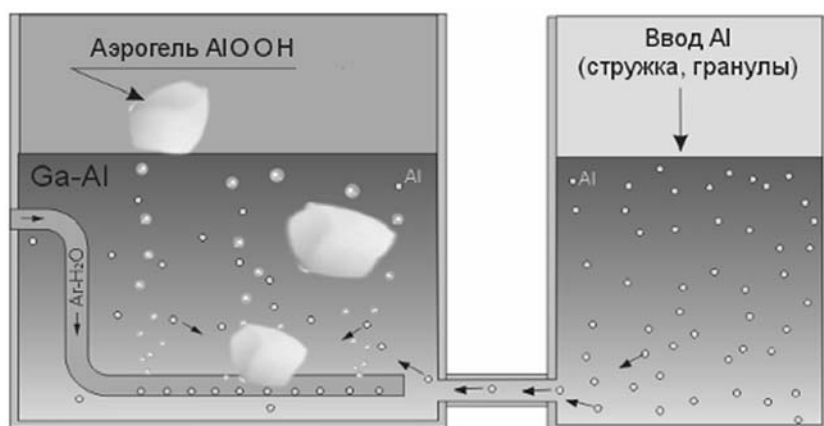


Рис. 6. Схема получения ультрадисперсных оксидов из расплавов галлия, свинца и эвтектики 44,5% Pb – 55,5% Bi

К настоящему времени по способу селективного окисления металлических примесей в расплавах галлия, свинца и свинца-висмута получены наноструктурные оксиды  $Al_2O_3$ , AlOOH (аэрогель),  $In_2O_3$ ,  $Fe_3O_4$ , MgO,  $MoO_3$ ,  $SnO_2$ , ZnO,  $Ga_2O_3$ . Синтезированные вещества имеют объемный вид (порошки с макрочастицами размером до 500 мкм, аэрогели с линейными размерами образцов до 10 см). Структурные составляющие ультрадисперсных оксидов находятся в пределах от 5 до 200 нм, что зависит от химического состава полученных веществ и условий их синтеза.

Синтезированные вещества, в силу наноструктурного состояния, являются уникальными материалами для создания тепло- и электроизоляции, сенсоров, керамики, ядерного топлива, катализаторов с улучшенными технико-экономическими показателями.

Рассмотрим, например, технологию получения и некоторые свойства аэрогеля AlOOH. Через бинарный расплав Ga-Al продувается инертный газ, увлажненный водяным паром. Алюминий, в силу его большего сродства к кислороду по сравнению с галлием, окисляется водяным паром, что приводит к образованию легкого белого вещества (так называемого аэрогеля).

Образцы получаемого таким способом материала имеют слоисто-волокнистое строение. Минимальные структурные составляющие этого материала характеризуются размерами (диаметрами) на уровне 5–10 нм (чаще 20–50 нм) и представляют собой волокна, ориентированные в одном направлении (рис. 7 а). Расстояние между волокнами колеблется от 10 до 100 нм. Волокна в свою очередь формируют несколько наложенных друг на друга слоев (рис. 7 б).



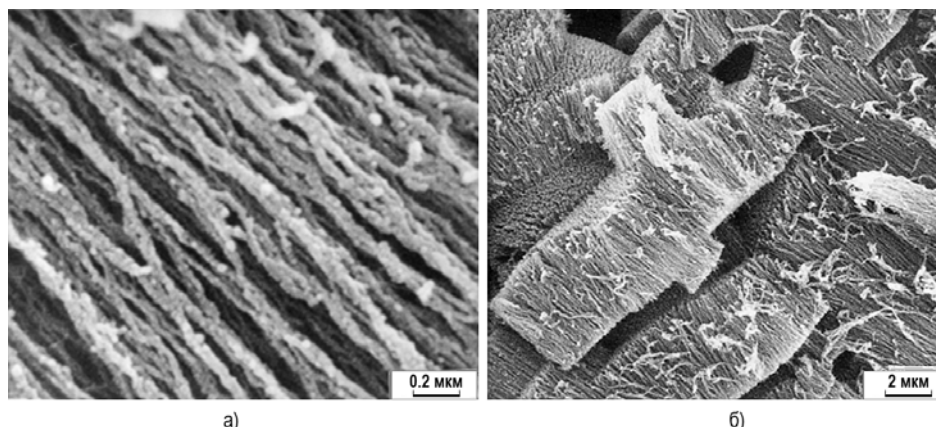


Рис. 7. Микроструктура аэрогеля AlOOH при различном увеличении

Свойства аэрогеля: плотность – 13–80 кг/м<sup>3</sup>, теплопроводность в диапазоне температур 130–1500 К – 0,02 Вт/(м·К), электрическое сопротивление – более 10<sup>10</sup> Ом·м, пористость – до 99,5%, площадь удельной поверхности (БЭТ) – до 800 м<sup>2</sup>/г. Аэрогель AlOOH обладает способностью эффективно поглощать газы (CO, CO<sub>2</sub>, NO, NO<sub>2</sub> и др.), катализировать органические реакции (ароматизации, получения синтез-газа), а также характеризуется неподверженностью к старению при многолетнем хранении и др. Свойства синтезированного в ГНЦ РФ-ФЭИ наноструктурного материала не уступают (и даже превосходят) свойствам аэрогелей, полученных по золь-гель-технологии.

### ТЕХНОЛОГИЯ ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ПОЛИФУНКЦИОНАЛЬНЫХ НАНОСТРУКТУРНЫХ ПОКРЫТИЙ (МЕМБРАН) НА ПОРИСТЫХ ПОДЛОЖКАХ

Появлению фильтрующих элементов с наноструктурными мембранами предшествовали многолетние научные изыскания. Правда, с самого начала они были нацелены на достижение важных практических результатов в других областях науки – это технологии, созданные для транспортных энергетических установок и очистки жидких радиоактивных отходов АЭС.

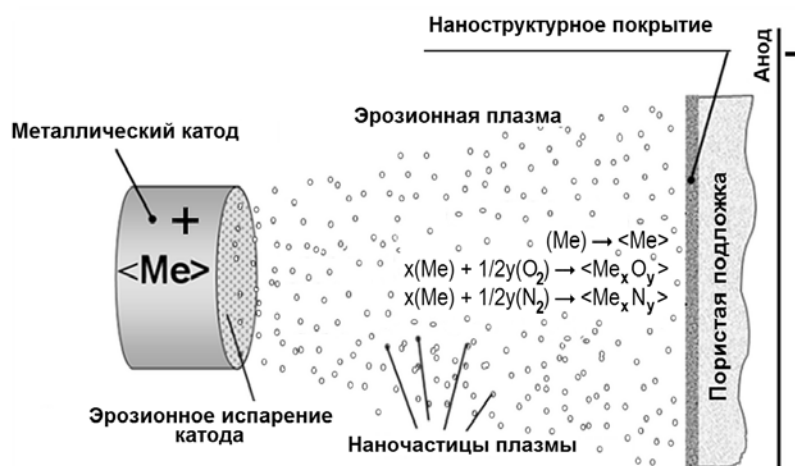


Рис. 8. Схема получения наноструктурных мембран

В ГНЦ РФ-ФЭИ разработана технология получения уникального фильтрующего

материала. Главная особенность технологии плазмохимического синтеза полифункциональных наноструктурных покрытий состоит в том [20], что переход вещества из твердого состояния в плазменное, а затем в твердое осуществляется как единый неразрывный процесс. На рисунке 8 приведена схема получения наноструктурных мембран путем осаждения частиц из эрозионной плазмы на пористую подложку. Для этого используются промышленные установки электродугового испарения.

Уникальность этого фильтрующего материала (наноструктурной мембраны) заключается в том, что его поверхность содержит миллиарды наноцедей, которые не пропускают частицы величиной больше 0,1 мкм. Толщина такой наноструктурной мембраны всего 7–12 мкм, что в 5–10 раз меньше диаметра человеческого волоса, однако ей не страшны давление, вибрация, она устойчива к истиранию абразивными материалами ее свойства не ухудшатся. Технология позволяет подбирать свойства мембраны в зависимости от состава очищаемой жидкости и условий фильтрования. Наноструктурную мембрану можно изготавливать многослойной, из разных материалов, например, есть возможность сделать каждый 5-микронный слой мембраны из различных материалов. В зависимости от назначения и условий фильтрования подложка, на которой формируется наноструктурная мембрана, может быть полимерной, керамической, металлической или композиционной. От режимов формирования и состава мембраны зависит, например, будет ли осадок прилипать к ее поверхности или, наоборот, будет легко отделяться от нее. Основным направлением использования таких наноструктурных мембран является очистка водных растворов, в том числе очистка питьевой воды.

Основные преимущества фильтрующих элементов с наноструктурными мембранами:

- высокая механическая прочность в широком интервале температур (10–250°C) и диапазоне давлений фильтрации (1,0–60 атм.);
- высокая износостойкость мембран;
- слабая адгезия к осадкам взвесей фильтруемых жидкостей;
- длительный ресурс ее эксплуатации;
- высокая коррозионная стойкость;
- оптимальное сочетание тонкости очистки с гидравлическим сопротивлением потока жидкости;
- высокая удельная производительность более 600 м<sup>3</sup>/(м<sup>2</sup>·ч·атм.), что значительно выше, чем у аналогов;
- производство экологически безопасно;
- обладают свойствами гибкой керамики.

Как уже отмечалось, наноструктурные мембраны очищают воду от мельчайших частиц размером более 0,1 мкм, в том числе от взвесей железа, доводя ее до прозрачности двойного дистиллята. Кроме этого мембрана производит безреагентное (бесхлорное) обеззараживание воды от широкого класса болезнетворных микроорганизмов с размером более 0,1 мкм. В том числе обеспечивается 100%-ная очистка от кишечной палочки *E.coli*.

Полученные фильтрующие элементы не только очищают жидкости от всех механических примесей, даже мельчайших, на 99,95%, но и являются стойкими к воздействию радиоактивного излучения и могут применяться для утилизации жидких радиоактивных отходов. Такие фильтрующие элементы сохраняют прочность при температурах до 650°C, работают в условиях вибраций и больших, до 60 бар., давлений. Эти характеристики существенно превосходят

показатели фильтроматериалов, в том числе лучших зарубежных образцов, применяемых сегодня в различных отраслях промышленности, например, на атомных станциях при очистке горячей воды первого контура или турбинных масел.

И еще одно достоинство наноструктурных фильтрующих элементов – значительный ресурс работы. Мембрана специально создана с такими свойствами, чтобы к ней очень плохо прилипали любые загрязнения, а для удаления накопленных осадков конструкция разработанного фильтра предусматривает режим самоочистки, т.е. не нужны химические растворители или другие вредные вещества.

Также новые мембранные фильтроэлементы позволяют существенно повысить области применения сорбентов. Один из них трепел давно известен своими хорошими адсорбционными свойствами. Он эффективно сорбирует многие вредные примеси из растворов, но его применение для очистки воды было ограничено, так как его взвесить трудно выделить из очищаемой жидкости. Наноструктурная мембрана полностью выводит этот сорбент и тем самым резко повышает возможность его использования.

Кроме того наноструктурные мембраны можно использовать для повышения эффективности работы уже существующих методов очистки, например, всем известно, что можно обеззараживать воду ультрафиолетом. Это совершенно безопасный способ очистки воды в бассейнах. Но почему же тогда чаще применяют хлорирование? Дело в том, что для достижения наибольшей эффективности использования ультрафиолетовой лампы необходимы высокая прозрачность воды и отсутствие осадка на стекле лампы. Созданные наноструктурные мембраны помогают этого добиться. Работая практически в идеальных условиях, лампа обеспечивает длительное и эффективное обеззараживание воды, которое обходится значительно дешевле.

Основные области применения фильтрующих элементов с наноструктурными мембранами.

**Очистка питьевой воды:**

- предприятия Министерства чрезвычайных ситуаций (мобильные системы очистки воды);
- жилищно-коммунальное хозяйство (ЖКХ) и индивидуальные пользователи (получение питьевой воды высшего качества);
- пищевая промышленность (питьевая вода, вода для производства безалкогольной продукции и др.);
- учреждения здравоохранения (получение воды для фармацевтики).

**Переработка технических жидкостей:**

- АЭС и предприятия атомной промышленности (очистка воды от радионуклидов);
- химические производства (очистка промышленных стоков);
- гальванические производства (очистка и частичное восстановление электролитов);
- горнодобывающая промышленность (выделение из растворов ценных примесей (золото, никель, серебро и др.);
- металлургическая промышленность (очистка оборотной воды от механических примесей).

В целом можно сказать, что учеными ГНЦ РФ-ФЭИ создан принципиально новый класс фильтрующих материалов, имеющих наноразмерную структуру и ряд важных технико-экономических преимуществ. В настоящее время проходит завершающая стадия создания производства фильтрующих элементов с наноструктурными мембранами для доочистки питьевой воды в домашних условиях, которые

можно использовать как в разработанных фильтрах ГНЦ РФ-ФЭИ, так и в фильтрах других производителей.

Помимо этого планируется создание производств новых инновационных продуктов на основе фильтрующих элементов с наноструктурными мембранами – это мембранные фильтры различной производительности, а также целые комплексы систем сорбционной и мембранной очистки. Комплексные системы позволят производить очистку воды из любого источника (река, озеро, болото, лужа и т.п.) до уровня питьевой; осуществлять переработку радиоактивных отходов; выполнять очистку и регенерацию технических масел турбин, трансформаторов, двигателей, гальванических растворов; утилизировать моющие средства; производить очистку воды в отопительных системах, аквариумах и многое другое.

### **РАЗРАБОТКИ ТЕХНОЛОГИИ ТЕПЛОВЫХ ТРУБ ДЛЯ РАЗЛИЧНЫХ ОТРАСЛЕЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ**

Тепловая труба представляет собой замкнутое теплопередающее устройство, в котором перенос тепла из зоны подвода тепла в зону отвода тепла осуществляется паром в результате процессов испарения и конденсации рабочего вещества, а возврат конденсата в зону подвода тепла производится действием массовых (гравитационных, центробежных) и (или) поверхностных сил (поверхностное натяжение жидкости).

В ГНЦ РФ-ФЭИ работы по тепловым трубам начались в 60-х годах прошлого века сначала применительно к системам прямого преобразования тепловой энергии в электрическую космического назначения, а затем и для других отраслей промышленности. Были разработаны методы расчета и конструирования и технологические приемы изготовления тепловых труб, практически освоено диапазон от криогенных температур до 1500°C. Результаты исследований и разработок опубликованы в двух монографиях, получивших международное признание [21, 22], в большом количестве журнальных статей, в трудах конференций и в виде патентов на изобретения. В качестве примера ниже приведен ряд разработок, выполненных в последнее десятилетие.

На рисунке 9 показана модель абсолютно черного тела для градуировки пирометров, изготовленная по заказу ОАО «Метропир». Она представляет собой коаксиальную тепловую трубу длиной ~500 мм с внутренним диаметром 69 мм. Градиент температуры на внутренней поверхности – не более 0,01°C/см.

На рисунке 10 изображен внешний вид термостата технологического для производства полупроводниковых материалов, изготовленного по заказу ООО НПФ СМILab. Термостат имеет три колодца, в которых поддерживается заданная температура с градиентом не более 0,01°C/см (глубина колодцев – 350 мм, диаметр – 60 мм). Особенностью этого термостата является то, что он устанавливается на вращающемся столе и работает в поле действия центробежных сил.

На рисунке 11 показаны тепловые трубы, разработанные и изготовленные в ГНЦ РФ-ФЭИ по заказу ООО «САПР-НЕФТЕХИМ». Эти тепловые трубы предназначены для создания изотермических условий в реакционной зоне химического реактора, в котором происходит конверсия исходного углеводородного сырья в смесь ароматических углеводородов (мощность тепловой трубы 70 кВт, общая высота – 9 метров).

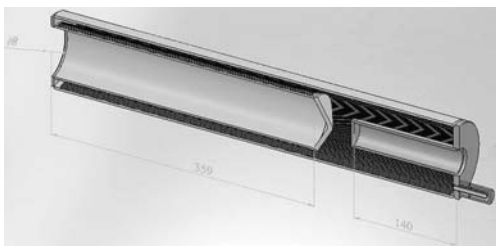


Рис. 9. Модель абсолютно черного тела (рабочее вещество – натрий, диапазон рабочих температур 480–800°C)



Рис. 10. Термостат технологический с тремя колодцами для загрузки образцов (рабочее вещество – калий, диапазон рабочих температур 350–650°C)



Рис. 11. Тепловая труба для химического реактора (рабочее вещество – калий, диапазон рабочих температур 550–600°C)

### **ТЕХНОЛОГИЯ ЛИОФОБНЫХ КАПИЛЛЯРНО-ПОРИСТЫХ СИСТЕМ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ**

Особенностью лиофобных капиллярно-пористых систем (ЛКПС) является развитая поверхность раздела фаз и малый размер пор, что приводит к необ-

ходимости учитывать несколько различных эффектов (капиллярность, образование поверхностной энергии и др.). ЛКПС обладают ярко выраженной синергетичностью, т.е. их свойства определяются непосредственно не параметрами компонентов, а, в первую очередь, характером их взаимодействия [23].

Специфика лиофобных капиллярно-пористых систем заключается в том, что несмотря на практически несжимаемость составляющих компонентов они представляют собой системы, обладающие высокой сжимаемостью. При давлении, превышающем давление Лапласа, в начале заполнения пор изотермическая сжимаемость ЛКПС резко возрастает и ее величина становится на несколько порядков выше сжимаемости лиофобной жидкости ( $k_T \sim 10^6 \text{ Па}^{-1}$  при  $r \sim 1 \text{ мкм}$  и пористости 90%).

Традиционные вещества (газы, жидкости, твердые тела), в основном, обладают положительным температурным коэффициентом объемного расширения (ТКОР), т.е. расширяются при нагревании. Лиофобные системы обладают отрицательным ТКОР, по модулю в разы превышающим ТКОР традиционных веществ. Таким образом, в лиофобных системах наблюдается эффект так называемого температурного сжатия, т.е. с ростом температуры лиофобная система уменьшает свой объем.

При плавлении лиофобного рабочего вещества в матрице ЛКПС происходит значительное увеличение объема системы. Увеличение объема при плавлении, например, жидких металлов, составляет от  $-3$  до  $+6\%$ , в то время как для ЛКПС в зависимости от пористости это значение может достигать 50%.

Лиофобные системы способны крайне эффективно обратимо накапливать и преобразовывать энергию за счет межфазного взаимодействия поверхности раздела капиллярно-пористой матрицы и лиофобной жидкости. Обратимый процесс образования межфазной поверхности является тепломеханическим, т.е. необходим одновременный подвод как тепловой, так и механической энергии [24].

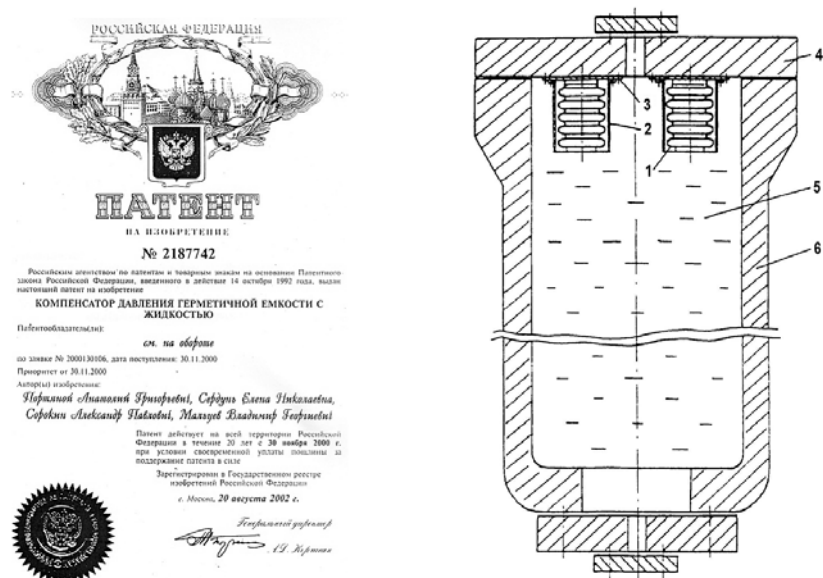


Рис. 12. Компенсатор давления герметичной емкости с жидкостью для повышения безопасности нагруженных давлением экологически опасных герметичных систем с жидкостью: 1 – сифон; 2 – направляющий перфорированный цилиндр; 3 – опорная плита; 4 – крышка герметичной емкости; 5 – жидкость; 6 – герметичная емкость

Уникальные физические и термодинамические свойства лиофобных систем позволяют рассматривать их как новый тип рабочего тела для создания ново-

го поколения энергетических установок и устройств различного функционального назначения [25–27]. Основными преимуществами энергетических устройств на основе ЛКПС перед традиционными являются высокие удельные характеристики, возможность работы в широком диапазоне температур, бесшумность, поскольку работа происходит без разрыва сплошности жидкости.

Особый интерес представляют пассивные защитные устройства различного функционального назначения: устройства аварийной остановки реактора (Патенты РФ №2096009, №2138086), демпферы пульсаций давления (Патент РФ №2084750), компенсаторы давления жидкости (Патент РФ №2187742). Один из патентов, в качестве иллюстрации, приведен на рис. 12.

Полученные данные по термодинамическим и теплофизическим характеристикам ЛКПС и предложения по их использованию для создания пассивных систем безопасности ЯЭУ были отмечены на уровне Росатома среди особых достижений за 2007 г. в области фундаментальных исследований по теплофизике.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

На основе многолетнего опыта разработок в области реакторных технологий в ГНЦ РФ-ФЭИ разработан ряд технологий, не связанных напрямую с применением в реакторных установках.

Обоснованы технологические процессы получения водорода, водяного пара, пресной воды, сингаза при прямым контактным жидкометаллическом подводе тепла к перерабатываемым средам. Выявлены преимущества «прямым контактных» технологий по сравнению с технологиями, широко применяемыми на сегодняшний день в науке и технике.

Разработаны датчики на твердых электролитах для контроля водорода и кислорода в жидкометаллических теплоносителях (Pb, Bi, Na), а также в газовых контурах и производственных помещениях.

Разработаны технологии получения высокочистых галлия и кремния, нанотехнологии получения аэрогелей и оксидов, полифункциональных покрытий на пористых подложках.

Создан принципиально новый класс фильтрующих материалов, имеющих наноразмерную структуру и ряд важных технико-экономических преимуществ. На их основе возможно создание мембранных фильтров различной производительности и комплексных систем сорбционно-мембранной очистки. Такие системы позволят производить очистку из любого источника воды (река, озеро, болото, лужа и т.п.) до уровня питьевой, перерабатывать радиоактивные отходы, очищать технические масла турбин, трансформаторов, двигателей, гальванических растворов и многое другое.

Созданы и испытаны тепловые трубы, в том числе высокотемпературные с жидкометаллическими (натрий, калий, литий, цезий) и другими (вода, ацетон) теплоносителями, которые находят широкое применение в различных областях техники и промышленности.

С учетом свойств лиофобных капиллярно-пористых систем обоснованы технические решения для создания энергетических устройств нового поколения различного функционального назначения: аккумуляторы и преобразователи энергии, компенсаторы давления жидкости, демпферы, пассивные защитные устройства для тепловой, космической и атомной энергетике.

Результаты инновационных разработок на базе описанных в статье технологий ГНЦ РФ-ФЭИ защищены патентами, удостоены дипломов и медалей раз-

личного уровня специализированных выставок и форумов.

### **Литература**

1. *Безносков А.В., Драгунов Ю.Г., Рачков В.И.* Тяжелые жидкометаллические теплоносители. – М.: ИздАт. – 2007.
2. *Рачков В.И., Тюрин А.В., Усанов В.И., Вошинин А.П.* Эффективность ядерной энерготехнологии. – М.: ЦНИИАИ. – 2008.
3. *Рачков В.И.* Атомная энергетика как важнейший фактор устойчивого развития России в XXI веке. // Энергосбережение и водоподготовка. – 2006. – №6. – С. 2-4.
4. *Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др.* Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – №4. – С. 201-205.
5. *Адамов Е.О., Джаловян А.В., Лопаткин А.В. и др.* Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – №6. – С. 319-330.
6. *Ульянов В.В., Мартынов П.Н., Гулевский В.А. и др.* Исследование процессов и устройств водородной очистки применительно к циркуляционным контурам с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №2. – С. 33-38.
7. *Гулевский В.А., Орлов Ю.И., Ефанов А.Д. и др.* Гидродинамические проблемы технологии ТЖМТ в РУ петлевой и моноблочной конструкции // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – Вып. 4. – 2008. – С. 15-33.
8. *Zrodnikov A.V., Efanov A.D., Orlov Yu.I., Martynov P.N., Troyanov V.M., Rusanov A.E.* Heavy liquid metal coolant lead-bismuth and lead-technology // Atomic Energy. – 2004. – Vol. 97. – Issues 2. – pp. 534-537.
9. *Orlov Y.I., Martynov M.N., Gulevsky V.A., Efanov A.D., Levchenko Yu.D., Ulyanov V.V.* Hydrodynamic problems of heavy-liquid metal coolant technology in loop-type and monoblock-type reactor installation. // Nuclear Engineering and Design. 2007. Vol. 237. Issues 15-17. P. 1829-1837.
10. *Martynov P.N., Gulevich A.V., Orlov Yu.I., Gulevsky V.A.* Water and Hydrogen in Heavy Liquid Metal Coolant Technology. // Progress in Nuclear Energy. 2005. Vol. 47. Issues 1-4. P. 604-615.
11. *Martynov P.N., Gulevsky V.A., Ulyanov V.V.* Physical and chemical interactions of hydrogen and water with liquid lead and lead-bismuth. // Journal of physics: Conference Series. 2008. Vol. 98. P 072010.
12. *Ульянов В.В., Гулевский В.А., Мартынов П.Н., Фомин А.С.* Применение теплоносителей Pb и Pb-Bi в новых технологиях переработки твердых, жидких и газообразных сред. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – №4. – С. 102-109.
13. *Gulevich A.V., Martynov P.N., Gulevsky V.A., Ulyanov V.V.* Technologies for hydrogen production based on direct contact of gaseous hydrocarbons and evaporated water with molten Pb and Pb-Bi // Energy Conversion and Management. 2008. Vol. 49. Issue 5. pp. 1946-1950.
14. *Ефанов А.Д., Мартынов П.Н., Гулевский В.А., Ульянов В.В.* Производство водорода с использованием ядерной энергетической установки с жидкометаллическим охлаждением // Наука и технологии в промышленности. – 2006. – №4. – С. 11-14.
15. *Мартынов П.Н., Лаврова О.В., Ульянов В.В., Посаженников А.М.* Тяжелые теплоносители в новых технологиях получения водорода // Новые промышленные технологии. – 2004. – №3. – С. 35-38.
16. *Мартынов П.Н., Чернов М.Е., Гулевский В.А., Проворов А.А.* Разработка электрохимического датчика капсульного типа для контроля кислорода в тяжелом теплоносителе // Атомная энергия. – 2005. – Т. 98. – №5. – С. 360-366.
17. *Мартынов П.Н., Чернов М.Е., Стороженко А.Н. и др.* Система контроля горючих и взрывоопасных газов на основе твердоэлектродных керамических чувствительных элементов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №4. – С. 33-38.
18. *Мартынов П.Н., Чернов М.Е., Шелемetyев В.М. и др.* Капсульные твердоэлектро-



литные датчики для контроля кислорода в металлических расплавах и горючих газах в атмосфере // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №1. – С. 42-47.

19. *Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Юдинцев П.А., Ходан А.Н.* Жидкометаллическая технология синтеза наноструктурированных веществ. Их свойства и перспективы применения // Новые промышленные технологии. – 2008. – №4. – С. 48.

20. *Григорьев Г.В., Мартынов П.Н., Ягодкин И.В. и др.* Плазмохимическая технология получения наноструктурированных керамических мембран для фильтрации жидкостей и газов // Новые промышленные технологии. – 2004. – №3. – С. 44.

21. *Ивановский М.Н., Логинов Н.И.* Не только жидкие, но и парообразные // Сб. статей «Жидкие металлы: от первого теплофизического стенда к крупномасштабной атомной энергетике» / Под ред. А.Д. Ефанова, Ф.А. Козлова. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ. – 2001. – С. 52-55.

22. *Ивановский М.Н., Сорокин В.П., Чулков Б.А., Ягодкин И.В.* Технологические основы тепловых труб. – М.: Атомиздат. – 1980.

23. *Сердунь Е.Н., Портяной А.Г., Сорокин А.П.* Лиофобные капиллярно-пористые системы и устройства на их основе. / XI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров-2009», 29 сентября – 2 октября 2009 г. Труды конференции в 2-х т. – Обнинск: НОУ «ЦИПК», – 2009. – Т. 2. – С. 177-181.

24. *Портяной А.Г., Сердунь Е.Н., Сорокин А.П., Портяной Г.А.* О некоторых свойствах лиофобных теплогидравлических аккумуляторов / Материалы II Международного совещания по использованию энергоаккумулирующих веществ (ЭАВ) в экологии, машиностроении, энергетике, транспорте и в космосе. – М.: ИМАШ РАН. – 2001. – С. 128-133.

25. *Сердунь Е.Н., Портяной А.Г., Сорокин А.П., Портяной Г.А.* О возможности разработки энергетических устройств на основе лиофобных капиллярно-пористых систем // Теплоэнергетика. – 2000. – №12. – С. 64-68.

26. *Вознесенский Р.М., Вьюнников Н.В., Корнилов В.П. и др.* Разработка пассивных защитных устройств аварийной защиты быстрых реакторов / Международная конференция «50 лет атомной энергетике перспективы на 50 лет», 27 июня – 2 июля 2004 г. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, Россия.

27. *Портяной А.Г., Мальцев В.Г., Портяной Г.А. и др.* Перспектива разработки космических энергетических устройств на основе лиофобной энерготехнологии / Материалы международной научно-технической конференции «Ядерная энергетика в космосе», 1-3 марта 2005 г., ФГУП «НИКИЭТ». – М.: ФГУП «НИКИЭТ». – 2005. – С. 32-33.

Поступила в редакцию 25.12.2013 г.

## Авторы

Рачков Валерий Иванович, научный руководитель ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, профессор, член-корреспондент РАН.  
E-mail: vrachkov@ippe.ru.

Мартынов Петр Никифорович, заместитель генерального директора – директор Института инновационных технологий (ИИТ), ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, профессор.  
E-mail: pmartinov@ippe.ru

Асхадуллин Радомир Шамильевич, заместитель директора, ИИТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.  
E-mail: raskhadullin@ippe.ru

Григорьев Виталий Владимирович, научный сотрудник, ИИТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».  
E-mail: vgrigorov@ippe.ru

Денисова Наталья Александровна, ведущий инженер, Институт ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРиТ), ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

E-mail: [vgrigorov@ippe.ru](mailto:vgrigorov@ippe.ru)

Логинов Николай Иванович, главный научный сотрудник, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

E-mail: [loginov@ippe.ru](mailto:loginov@ippe.ru)

Мельников Валерий Петрович, начальник отдела, ИИТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

E-mail: [agolubev@ippe.ru](mailto:agolubev@ippe.ru)

Михеев Александр Сергеевич, начальник лаборатории, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

E-mail: [mikheyev@ippe.ru](mailto:mikheyev@ippe.ru)

Портяной Анатолий Григорьевич, заместитель начальника отдела, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: [portyanou@ippe.ru](mailto:portyanou@ippe.ru)

Сердунь Елена Николаевна, начальник отдела, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: [enserd@ippe.ru](mailto:enserd@ippe.ru)

Сорокин Александр Павлович, заместитель директора ИЯРиТ

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

E-mail: [sorokin@ippe.ru](mailto:sorokin@ippe.ru)

Стороженко Алексей Николаевич, начальник лаборатории, ИИТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: [anstor@ippe.ru](mailto:anstor@ippe.ru)

Ульянов Владимир Владимирович, ведущий научный сотрудник, ИИТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: [vulyanov@ippe.ru](mailto:vulyanov@ippe.ru)

Ягодкин Ягодкин Иван Васильевич, начальник лаборатории, ИИТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: [ivya@ippe.ru](mailto:ivya@ippe.ru)

УДК 621. 039. 534

## INNOVATIVE TECHNOLOGY DEVELOPED IN SSC RF-IPPE

Rachkov V.I., Martynov P.N., Askhadullin R.S., Grigorov V.V., Denisova N.A., Loginov N.I., Melnikov V.P., Mikheev A.S., Portjanov A.G., Serdun E.N., Sorokin A.P., Storozhenko A.N., Ulyanov V.V., Yagodkin I.V.

State Scientific Center of the Russian Federation Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

Results of researches and developments with the use of heavy liquid metal coolants (lead, lead-bismuth eutectic (an alloy of 44,5% Pb – 55,5% Bi), gallium) carried out in SSC RF IPPE in the field of direct-contact liquid metal technology for obtaining water vapour, sweet water, syngas and hydrogen, of liquid metal technology of nanostructured oxides and aerogels synthesis, of technology for plasma-chemical synthesis of multifunctional nanostructured coatings (membranes) on porous carriers of filter elements for potable waterpurification, recycling of technical liquids at a nuclear power station and nuclear industry factories (removal of radionuclides from water), in chemical enterprises (purification of industrial waste water), galvanic works (purification and partial restoration of electrolytes), in mineral resource industry (for isolating such valuable impurities as gold, nickel, silver, etc. from solutions), in iron and steel industry (for purification of circulating water from mechanical impurities) are presented. The results of developments in the area of liquid metal heat pipes, including those designed for making a chemical reactor to convert hydrocarbon feedstock into a mix of aromatic hydrocarbons, the results of the researches carried out on scientific and technical basis for lyophobic capillary-porous systems energy technology and development of devices with their use (accumulators and energy converters, liquid pressurizers, dampers, passive accident protection devices for thermal, space and atomic engineering) are stated. The description of the monitoring systems developed for monitoring oxygen and hydrogen content in gas and liquid media, including those ones developed for early detection and control of combustible and explosive gases is presented.

**Key words:** innovative technology, liquid metal coolants, lead, gallium, sodium, water vapour, sweet water, syngas, hydrogen, direct-contact technology, nanostructured oxides and aerogels, plasma chemical synthesis of multifunctional nanostructured coating, heat pipes, lyophobic capillary-porous systems, atomic industry, chemical manufacture, metallurgy.

### REFERENCES

1. Beznosov A.V., Dragunov Yu.G., Rachkov V.I. *Tyazhoilye zhidkometallicheskie teplonositeli* [Heavy liquid metal coolant]. Moskow, IzdAt Publ. 2007.
2. Rachkov V.I., Tyurin A.V., Usanov V.I., Voshchinin A.P. *Effektivnost' yadernoj energotekhnologii* [Efficiency of nuclear power technology]. Moskow, CNIIATOMINFORM Publ. 2008.
3. Rachkov V.I. Atomnaya energetika kak vazhnejshij faktor ustojchivogo razvitiya Rossii v XXI veke. [Nuclear energy as an important factor for sustainable development of Russia in XXI century]. *Energoberezhenie i vodopodgotovka*. 2006, no. 6. pp. 2–4.
4. Rachkov V.I., Poplavskij V.M. Tsubulya A.M. e.a. *Koncepciya perspektivnogo*

energobloka s bystrym natrievym reaktorom BN-1200 [Concept of prospective of power unit with fast neutron reactor BN-1200]. *Atomnaya energiya*. 2010. vol. 108, no. 4, pp. 201–205.

5. Adamov E.O., Dzhalogyan A.V., Lopatkin A.V. e.a. Konceptual'nye polozheniya strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii v perspektive do 2100 g. [Conceptual Development Strategy of Russian nuclear power in the run up to 2100]. *Atomnaya energiya*. 2012, vol. 112, no. 6, pp. 319–330.

6. Ul'yanov V.V., Martynov P.N, Gulevskij V.A. e.a. Issledovanie processov i ustrojstv vodorodnoj ochistki primenitel'no k cirkulyacionnym konturam s tyazhelymi zhidkometallicheskimy teplonositelyami [Research processes and devices for hydrogen purification applied to the circulation loop with the heavy liquid metal coolants]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2013, no. 2, pp. 33–38.

7. Gulevskij V.A., Orlov Yu.I., Efanov A.D. e.a. Gidrodinamicheskie problemy tehnologii TZhMT v RU petlevoj i monoblochnoj konstrukcii [Hydrodynamic problems liquid heavy metal technology applied to loop reactor system and monobloc]. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki*. Ser. *Fizika yadernyh reaktorov*. 2008, no. 4. pp. 1533.

8. Zrodnikov A.V., Efanov A.D., Orlov Yu.I., Martynov P.N., Troyanov V.M., Rusanov A.E. Heavy liquid metal coolant lead-bismuth and lead technology. *Atomic Energy*. 2004, vol. 97, no. 2, pp. 534-537.

9. Orlov Y.I. Martynov M.N., Gulevsky V.A., Efanov A.D., Levchenko Yu.D., Ulyanov V.V. Hydrodynamic problems of heavy-liquid metal coolant technology in loop-type and monoblock-type reactor installation. *Nuclear Engineering and Design*. 2007, vol. 237, iss. 1517, pp. 1829–1837.

10. Martynov P.N., Gulevich A.V., Orlov Yu.I., Gulevsky V.A. Water and Hydrogen in Heavy Liquid Metal Coolant Technology. *Progress in Nuclear Energy*. 2005, vol. 47, iss. 14, pp. 604–615.

11. Martynov P.N., Gulevsky V.A., Ulyanov V.V. Physical and chemical interactions of hydrogen and water with liquid lead and lead-bismuth. *Journal of physics: Conference Series*. 2008. vol. 98, paper 072010.

12. Ul'yanov V.V., Gulevskij V.A., Martynov P.N, Fomin A.S. Primenenie teplonositelej Pb i Pb-Bi v novyh tehnologiyah pererabotki tverdyh, zhidkih i gazoobraznyh sred [Application Pb and Pb-Bi coolants in the new technologies of processing of solid, liquid and gaseous media]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 4, pp. 102–109.

13. Gulevich A.V., Martynov P.N., Gulevsky V.A., Ulyanov V.V. Technologies for hydrogen production based on direct contact of gaseous hydrocarbons and evaporated water with molten Pb and Pb-Bi. *Energy Conversion and Management*. 2008, vol. 49, iss. 5, pp. 1946-1950.

14. Efanov A.D., Martynov P.N., Gulevskij V.A., Ul'yanov V.V. Proizvodstvo vodoroda s ispol'zovaniem yadernoj energeticheskoj ustanovki s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem [Hydrogen production using nuclear power plant with liquid cooling]. *Nauka i tehnologii v promyshlennosti*. 2006, no. 4, pp. 11–14.

15. Martynov P.N., Lavrova O.V., Ul'yanov V.V., Posazhennikov A.M. Tyazhelye teplonositeli v novyh tehnologiyah polucheniya vodoroda [Heavy coolants in new technologies for producing hydrogen]. *Novye promyshlennye tehnologii*. 2004, no. 3, pp. 35–38.

16. Martynov P.N., Chernov M.E., Gulevskij V.A., Provorov A.A. Razrabotka elektrohimicheskogo datchika kapsul'nogo tipa dlya kontrolya kisloroda v tyazhyolom teplonositele [Development of an electrochemical sensor capsule for oxygen control in heavy coolant]. *Atomnaya energiya*. 2005, vol. 98, no. 5, pp. 360-366.

17. Martynov P.N., Chernov M.E., Storozhenko A.N. e.a. Sistema kontrolya goryuchih i vzryvoopasnyh gazov na osnove tverdoelektrolitnyh keramicheskikh chuvstvitel'nyh elementov [Control system flammable or explosive gases, based on solid electrolyte ceramic

- sensing elements]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no. 4, pp. 33–38.
18. Martynov P.N., Chernov M.E., Shelemt'ev V.M. e.a. Kapsul'nye tverdoelektrolitnye datchiki dlya kontrolya kisloroda v metallicheskih rasplavah i goryuchih gazov v atmosfere [Capsule solid electrolyte sensors for monitoring oxygen in metal melts and combustible gases in the atmosphere]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2007, no. 1, pp. 42–47.
19. Martynov P.N., Ashadullin R.Sh., Yudincev P.A., Hodan A.N. Zhidkometallicheskaya tehnologiya sinteza nanostrukturirovannyh veshchestv. Ih svoystva i perspektivy primeneniya [Liquid metal technology of synthesis of nanostructured materials. Their properties and application prospects]. *Novye promyshlennye tehnologii*. 2008, no. 4, pp. 48–52.
20. Grigor'ev G.V., Martynov P.N., Yagodkin I.V. e.a. Plazmohimicheskaya tehnologiya polucheniya nanostrukturirovannyh keramicheskikh membran dlya fil'tracii zhidkostej i gazov [Plasma-chemical technology for producing nanostructured ceramic membranes for filtration of liquids and gases]. *Novye promyshlennye tehnologii*. 2004, no. 3, pp. 4449.
21. Ivanovskij M.N., Loginov N.I. Ne tol'ko zhidkie, no i paroobraznye [Not only liquid but also vaporous]. Sb. statej «Zhidkie metally: ot pervogo teplofizicheskogo stenda k krupnomasshtabnoj atomnoj energetike» [Collection of articles «Liquid metals: from the first stand to teplofizicheskogo large-scale nuclear energy»]. Obninsk, SSC RF-IPPE. 2001, pp. 52–55. (in Russian)
22. Ivanovskij M.N., Sorokin V.P., Chulkov B.A., Yagodkin I.V. *Tehnologicheskie osnovy teplovyh trub* [Technological bases of heat pipes]. Moscow, Atomizdat Publ. 1980.
23. Serdun' E.N., Portyanov A.G., Sorokin A.P. Liofobnye kapillyarno-poristyje sistemy i ustrojstva na ih osnove [Lyophobic capillary-porous systems and devices based on them]. XI Mezhdunarodnaya konferenciya «Bezopasnost' AES i podgotovka kadrov-2009», [XI International Conference «NPP Safety and Training 2009»]. 29 sept. 2 oct. 2009. Proc. of the Conf., vol. 12. Obninsk, NOU «CIPK», 2009. vol. 2, pp. 177–181. (in Russian)
24. Portyanov A.G., Serdun' E.N., Sorokin A.P., Portyanov G.A. O nekotoryh svoystvah liofobnyh teplogidravlicheskih akkumulyatorov [On some properties of thermal-hydraulic accumulators lyophobic]. Materialy II Mezhdunarodnogo soveshchaniya po ispol'zovaniyu energoakkumuliruyushchih veshchestv v ekologii, mashinostroenii, energetike, transporte i v kosmose. [Proceedings of the II International Meeting on the use of energy storage materials in the ecology engineering, energy, transport and space.]. Moscow, IMASH RAN. 2001, pp. 128–133. (in Russian)
25. Serdun' E.N., Portyanov A.G., Sorokin A.P., Portyanov G.A. O vozmozhnosti razrabotki energeticheskikh ustrojstv na osnove liofobnyh kapillyarno-poristykh sistem [On the possibility of the development of energy-based devices lyophobic capillary-porous systems]. *Teploenergetika*. 2000, no. 12, pp. 64–68.
26. Voznesenskij R.M., V'yunnikov N.V., Kornilov V.P. e.a. Razrabotka passivnyh zashchitnyh ustrojstv avarijnoj zashchity bystryh reaktorov [Development of passive safety devices of emergency protection of fast reactors]. Mezhdunarodnaya konferenciya «50 let atomnoj energetiki perspektivy na 50 let» [International Conference «50 Years of Nuclear Energy Prospects for 50 years»], 27 june 2 july 2004. Obninsk, SSC RF-IPPE, Rossiya. (in Russian)
27. Portyanov A.G., Mal'cev V.G., Portyanov G.A. e.a. Perspektiva razrabotki kosmicheskikh energeticheskikh ustrojstv na osnove liofobnoj energotehnologii [The prospect of the development of space-based power devices lyophobic energy technologies]. Materialy mezhdunarodnoj nauchno-tehnicheskoy konferencii «Yadernaya energetika v kosmose» [Proceedings of International Scientific and Technical Conference «Nuclear Power in Space»], 13 march 2005. FGUP «NIKIET». Moscow, FGUP «NIKIET». 2005, pp. 32–33. (in Russian)

## Authors

Rackov Valery Ivanovich, Research Supervisor of the State Scientific Center of the Russian Federation Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Dr. Sci. (Engineering), Professor, Corresponding member of the Russian Academy of Science.  
E-mail: vrachkov@ippe.ru

Martynov Pyotr Nikiforovich, Deputy Director, General Director of The Institute of Innovative Technologies (IIT), FSUE «SSC RF-IPPE», Dr. Sci. (Engineering), Professor.  
E-mail: pmartinov@ippe.ru

Askhadullin Radomir Shamil'evich, Deputy Director, IIT, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).  
E-mail: raskhadullin@ippe.ru

Grigorov Vitalij Vladimirovich, Research Associate, IIT, FSUE «SSC RF-IPPE».  
E-mail: vgrigorov@ippe.ru

Denisova Natalia Alexandrovna, Leading Engineer, Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics (INR&T), FSUE «SSC RF-IPPE».  
E-mail: ndenisova@ippe.ru

Loginov Nikolaj Ivanovich, Main Research, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE», Dr. Sci. (Engineering).  
E-mail: loginov@ippe.ru

Mel'nikov Valery Petrovich, Head of Department, IIT, FSUE «SSC RF-IPPE».  
E-mail: agolubev@ippe.ru

Mikheev Alexandr Sergeevich, Head of Laboratory, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE».  
E-mail: mikheyev@ippe.ru

Portyanov Anatolij Grigor'evich, Deputy Head of Department, IST, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).  
E-mail: portyanov@ippe.ru

Serdun' Elena Nikolaevna, Head of Department, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).  
E-mail: enserd@ippe.ru

Sorokin Alexandr Pavlovich, Deputy Director, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE», Dr. Sci. (Engineering).  
E-mail: sorokin@ippe.ru.

Storozhenko Aleksej Nikolaevich, Head of Laboratory, IIT, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).  
E-mail: anstor@ippe.ru

Ul'yanov Vladimir Vladimirovich, Leading Researcher, IIT, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).  
E-mail: vulyanov@ippe.ru

Yagodkin Ivan Vasilievich, Head of laboratory, IIT, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).  
E-mail: ivya@ippe.ru

## ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЯЭУ (К 60-ЛЕТИЮ ПЕРВОЙ АЭС)

**В.И. Рачков, А.Д. Ефанов, А.В. Жуков, С.Г. Калякин, А.П. Сорокин**  
*ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

**Р**

Проектирование, сооружение и успешный пуск в лаборатории «В» (в настоящее время ГНЦ РФ-ФЭИ) в г. Обнинске 27 июня 1954 г. Первой АЭС стали поворотом от чисто военных программ к мирному использованию атомной энергии. Исследования теплогидравлики ядерных энергетических установок (ЯЭУ) в ФЭИ начались в 1950-х гг. в связи с проведением работ для реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем и быстрых реакторов, охлаждаемых натрием. В настоящее время в ФЭИ имеется комплекс лабораторий, оснащенных современной экспериментальной теплофизической базой, где проводятся фундаментальные и прикладные исследования, связанные с обоснованием различных ЯЭУ. Фундаментальные исследования направлены на развитие теории и создание расчетных кодов, верифицированных на основе специально поставленных экспериментов для получения детального описания полей скорости и температуры в любых узлах оборудования ЯЭУ. Математические модели и численные методы обобщены для описания и численного моделирования однофазных течений, многофазных и многожидкостных систем. Прикладные исследования и разработки выполняются путем детального изучения физических процессов для условий реакторных установок и направлены на поиск технических решений, обеспечивающих оптимальные распределения скорости и температуры в активной зоне реакторов, теплообменниках и парогенераторах.

Результаты исследований представлены в монографиях, в трудах отечественных и зарубежных конференций. Их итогом явилось теплогидравлическое обоснование ЯЭУ с натриевым теплоносителем (реакторы БР-10, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800), эвтектическим сплавом свинец-висмут (АПЛ проектов 645 и 705), сплавом натрия-калия (космические ЯЭУ БУК, ТОПАЗ). Для накопления, хранения и анализа теплофизических данных, их оценки, выработки рекомендаций по обоснованию ЯЭУ, верификации расчетных кодов создан Центр теплофизических данных. Для улучшения экономических и экологических характеристик, повышения безопасности ЯЭУ как с водяным, так и с жидкометаллическими теплоносителями необходимо более глубокое понимание закономерностей, определяющих теплогидравлические, физико-химические и массообменные процессы. Необходимо проведение новых теплогидравлических исследований как для создания ЯЭУ нового поколения (БН-1200, СВБР-100, БРЕСТ-300, БН-ВТ, ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ, ВВЭР-СКД), космических ЯЭУ большой мощности, электроядерных и ускорительно-управляемых систем, термоядерных установок, так и неядерных технологий.

**Ключевые слова:** ядерные энергетические установки, жидкометаллические теплоносители, вода, теплогидравлика, скорость, температура, активная зона, теплообменное оборудование, коллектор, гидравлические сопротивления, теплоотдача, межканальный обмен, кризис теплообмена, стратификация теплоносителя, безопасность, методы расчета, программы расчета.

## **ВВЕДЕНИЕ**

Проектирование, сооружение и успешный пуск в Обнинске 27 июня 1954 г. Первой АЭС в лаборатории «В» (в настоящее время ГНЦ РФ-ФЭИ) стали поворотом от чисто военных программ к мирному использованию атомной энергии. Систематические исследования теплогидравлики ядерных энергетических установок (ЯЭУ) в ФЭИ начались в 1950-х гг. в связи с проведением работ для реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем и быстрых реакторов, охлаждаемых натрием. Организаторами и научными руководителями этих исследований были А.И. Лейпунский и В.И. Субботин, в дальнейшем – П.Л. Кириллов и А.Д. Ефанов. Значительный вклад в их проведение внесли М.Х. Ибрагимов, М.Н. Ивановский, Ф.А. Козлов, Ю.И. Орлов, П.А. Ушаков, М.Н. Арнольдов, Г.П. Богословская, В.П. Бобков, Б.Н. Габрианович, А.В. Жуков, С.Г. Калякин, Ю.Д. Левченко, Н.И. Логинов, А.А. Лукьянов, П.Н. Мартынов, А.Н. Опанасенко, И.П. Свириденко, А.П. Сорокин, Ю.С. Юрьев и другие [1].

Первые опыты по теплообмену выполнялись на ртути. В дальнейшем ртуть широко использовалась для моделирования теплообмена в реакторах со сплавом свинец-висмут, поскольку эти теплоносители имеют близкие числа Прандтля. Одновременно теплоотдача исследовалась на сплаве свинец-висмут. Позднее были созданы стенды со щелочными металлами для измерений температурных режимов сборок твэлов быстрых реакторов в опытах с моделями.

Параллельно развивались гидродинамические и аэродинамические исследования. Прежде всего потребовались разработки методов измерений и микротермопар и способов их заделки в теплопередающих стенках, специальных датчиков динамического и полного напора, уточненных характеристик трубок Престона для измерений касательных напряжений на стенках. Позднее были созданы методики и разработана техника измерений перемешивания теплоносителей в опытах на воздухе с добавкой малой доли газообразных трассеров в виде фреона или пропана, методика электромагнитного измерения векторов локальных расходов (скоростей) жидкого металла. Была экспериментально доказана возможность моделирования гидродинамики несжимаемости сред (воды, жидких металлов) в опытах с воздухом. Указанные методики позволили выполнить широкий круг экспериментов фундаментального и прикладного характера.

Проводились широкие исследования турбулентных характеристик в различных каналах, позволившие выработать обобщающие рекомендации. Эти данные не потеряли актуальность и используются по настоящее время. Впервые удалось экспериментально доказать квазиуниверсальность профилей скорости теплоносителей и температуры жидких металлов на нормалях к стенкам сложных каналов. Эта универсальность показала, что обмен импульсом и теплом в азимутальном направлении мал по сравнению с обменом по нормальям, и была положена в основу развития полуэмпирических методик расчетов. Для расчета гидравлических сопротивлений, теплообмена и азимутальных неравномерностей температуры твэлов были предложены простые методики расче-



та и обобщающие формулы. При теплосъеме жидкими металлами, как показали эксперименты, имеют место ощутимые пульсации температуры непосредственно в потоке теплоносителя и на стенках каналов. К сожалению, работа по оценке влияния этих пульсаций на прочность конструкций не получила развития.

Исследования гидродинамики и теплообмена в пучках твэлов и труб, охлаждаемых жидкими металлами, позволили разработать рекомендации для расчета температуры в любых режимах работы активной зоны реактора, теплообменников «металл-металл» и парогенераторов «жидкий металл-вода» [2]. В последний период основное внимание уделено решению задачи повышения безопасности энергоустановок с реакторами, охлаждаемыми и водой, и жидкими металлами, в том числе изучению тяжелых (проектных и запроектных) аварий, условий их возникновения, развития, путей локализации и устранения последствий; изучению взаимодействия расплавленного топлива с теплоносителем и элементами конструкции реактора, процессов внутри защитной оболочки (контейнмента) при разрывах первого контура и др. [3, 4]. Эти работы проводятся на водяных, жидкометаллических и воздушных стендах с широким диапазоном рабочих параметров. Разработаны и активно используются математические модели и вычислительные программы для расчетного определения характеристик процессов передачи тепла в реакторах и теплообменных аппаратах.

### **ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ И УЗЛОВ ОБОРУДОВАНИЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ**

**Гидродинамика и теплообмен в активной зоне.** Исследования теплогидравлики позволяют найти распределение расхода, скорости теплоносителя и в конечном итоге температуры в твэлах и элементах конструкций активной зоны. Эти данные необходимы для решения материаловедческих и прочностных проблем.

Вопросы теплогидравлики проточных частей реакторов могут быть частично решены путем численного моделирования и окончательно – экспериментами на моделях, включая исследования масштабных и натуральных моделей реакторов и их узлов. Для обоснования расчетных методов требуются специальные тестовые эксперименты. В методики теплогидравлических расчетов [2] должны быть, естественно, внесены соответствующие коррективы и дополнения. В качестве первого приближения можно использовать результаты расчетов на основе модели пористого тела [5]. Более детальный анализ данных позволил получить поканальный метод теплогидравлического расчета [6].

Данные по гидравлическому сопротивлению пучков стержней были получены в результате обобщения многочисленных экспериментов и расчетов. Для треугольной упаковки и дистанционирования провололочной навивкой типа «ребро по стержню» для бесконечной решетки стержней получена следующая формула [7]:

$$\lambda_p = \frac{0,210}{\text{Re}^{0,25}} \left\{ 1 + \frac{124}{(h/d)^{1,65}} [1,78 + 1,485(s/d - 1)](s/d - 1) \right\}, \quad (1)$$

$$1,0 \leq s/d \leq 1,5; \quad 1 \cdot 10^4 \leq \text{Re} \leq 2 \cdot 10^5; \quad 8,0 \leq h/d \leq 50,$$

которая дает предельный переход к формуле для гладких стержней в случае их плотной упаковки ( $s/d = 1,0$ ) и согласуется с экспериментальными данными  $\pm 15\%$ .

Экспериментальное изучение теплообмена жидких металлов на первой стадии проводили, в основном, для круглых труб на ртути, сплаве свинца с висмутом, позднее – на натрии и его сплаве с калием. Таких работ в разных странах было выполнено десятки, если не сотни. В ЭНИН им. Г.М. Кржижановского, ЦКТИ им. И.И. Ползунова, ФЭИ были получены более низкие, чем в расчетах, коэффициенты теплоотдачи. В ЭНИН предложена формула

$$Nu = 3,3 + 0,014 Pe^{0,8} . \quad (2)$$

Близкие результаты были получены в ФЭИ на ртути и сплаве свинец-висмут [5]. Можно найти и другие примеры. При более тщательной очистке жидких металлов экспериментальные коэффициенты теплоотдачи увеличились. Опыты с ртутью в трубах из никеля и сплавом натрий-калий в трубах из меди и нержавеющей стали дали одинаковые результаты, близкие к расчетам по формуле [8]

$$Nu = 5 + 0,025 Pe^{0,8} , \quad (3)$$

вошедшей в справочный материал. Формулу (2) стали рассматривать как предельную для сильно загрязненных жидких металлов, когда длительная эксплуатация оборудования уже невозможна.

На термическое сопротивление влияют смачиваемость поверхности теплообмена теплоносителем, газовые пленки на границе стенка-жидкость, оксидные пленки на металлических поверхностях, отложения на них в виде оксидов или других соединений, примесей в жидких металлах, а также влияют взвешенные в теплоносителе примеси. Отмечена зависимость сопротивления от скорости. Для решения вопроса о степени влияния контактного термического сопротивления на теплоотдачу к жидким металлам проводятся специальные исследования. Однако ясна необходимость прежде всего тщательной очистки теплоносителей от примесей. В дальнейшем теплосъем будем рассматривать в предположении отсутствия такого сопротивления или, по крайней мере, незначительного его влияния.

Теплообмен жидких металлов в пучках твэлов имеет ряд особенностей. Для них характерны большие подогревы по длине каналов относительно разности температур между теплоотдающей стенкой и теплоносителем. Поэтому температурные поля сборок твэлов определяются, в основном, не коэффициентами теплоотдачи, а локальными подогревами жидкого металла, зависимыми, в частности, от распределения локальных расходов [9 – 12]. Неучет неравномерной температуры по сечению модельных сборок твэлов привел на первых этапах исследований к существенным ошибкам в значениях коэффициентов теплоотдачи в «бесконечных» решетках твэлов.

Экспериментальные и расчетные исследования показали необходимость рассмотрения для сложных каналов «сопряженных» задач теплоотвода от твэлов, т.е. учитывать теплофизические свойства твэлов. Для этих целей была разработана теория приближенного теплового подобия твэлов, расположенных в правильных решетках [13, 14]. Она позволила, в частности, моделировать твэлы многослойными или однослойными трубками с электрообогревом изнутри. Обобщающие формулы для расчета коэффициентов теплоотдачи и максимальных неравномерностей температуры твэлов носят универсальный характер, поскольку применимы для любых цилиндрических твэлов с жидко-

металлическим охлаждением. Для оперативных инженерных оценок построены номограммы.

Для теплоотдачи в «бесконечных» решетках твэлов, охлаждаемых жидкими металлами, получена формула [15, 16]

$$Nu = Nu_{\text{л}} + f(\varepsilon_6, s/d) Pe^{\varphi(s/d)}, \quad (4)$$

$$1 \leq s/d \leq 2; \quad 0,1 \leq \varepsilon_6 \leq \infty; \quad 1 \leq Pe \leq 4000,$$

где  $Nu_{\text{л}}$  – число Нуссельта для ламинарного течения теплоносителя;  $s/d$  – относительный шаг решетки твэлов;  $\varepsilon_6 = \varepsilon$  – параметр теплового подобия твэлов, рассчитанный по основной гармонике ( $k = 6$ );  $f(\varepsilon_6, s/d)$ ,  $\varphi(s/d)$  – эмпирические функции, значения которых могут быть определены по формулам, приведенным в [15, 16]. Точность расчетов по формуле (1) составляет  $\pm 15\%$ .

Авторами предложено соотношение, обобщающее экспериментальные данные для максимальной азимутальной неравномерности температуры твэлов в бесконечных треугольных решетках твэлов [16]

$$\Delta T_j = A(s/d) \cdot (1 - e^{-X}) / X, \quad (5)$$

$$1 \leq s/d \leq 1,13; \quad 0,2 \leq \varepsilon_6 \leq 16; \quad 20 \leq Pe \leq 2000,$$

где  $A$  – функция от  $s/d$ ;  $X$  – функция от  $s/d$  и  $\varepsilon_6$ .

Расчеты по формуле (5) согласуются с экспериментальными данными с точностью  $\pm 10\%$ .

Установлено, что для жидкометаллических теплоносителей в тепловыделяющих сборках (ТВС) реакторов, а тем более в активных зонах безкассетного типа тепловая стабилизация по длине отсутствует. Можно говорить о квазистабиллизации для центральной части твэлов и рассматривать теплогидравлические процессы в них как в бесконечной решетке твэлов. Неравномерности температуры по периметру твэлов, окруженных нестандартными ячейками (угловые, периферийные твэлы), как правило, изменяются по всей высоте активной зоны. Поэтому методы двумерных расчетов в предположении установившегося по длине теплообмена для ТВС в целом оказываются неприменимыми.

Что касается локальных теплогидравлических характеристик, например, горячих пятен, неравномерностей температуры при наличии нестандартных ячеек, то весьма существенную роль начинают играть процессы межканального обмена.

Дистанционирование проволочными спиралями в кассетных ТВС вызывает сложное пространственное течение теплоносителя. В каждом сечении поперечные токи имеют направление, зависящее от ориентации проволочной спирали. В результате этого по периметру обечайки возникает некоторая циркуляция теплоносителя, а расходы и температуры в ячейках имеют по длине явно выраженный периодический характер, напоминающий синусоиду. Комплексные исследования межканального обмена массой и теплом в пучках позволили создать методики расчетов, рекомендовать соответствующие формулы [17, 18].

Вопросы теплогидравлики активных зон, ТВС реакторов со сплавом свинец-висмут быстрых реакторов БОР-60, БН-350, 600, проекта БН-800, реакторов космического назначения изучались на разномасштабных моделях с учетом возможных деформаций элементов активных зон. В результате были созданы коды для расчета температурных полей в активных зонах жидкометаллических реакторов, например, поканальный код МИФ, учитывающий разные виды дистанционирования твэлов, формоизменение ТВС, неравномерности энерговы-

деления, межканальный массо- и теплообмен между ячейками. Имеется версия подобного кода для ВВЭР. Поканальный метод, позволяющий рассматривать влияние пространственных неоднородностей геометрии и энерговыделения, в том числе случайных отклонений параметров с использованием метода Монте-Карло, явился эффективным инструментом теплогидравлического анализа на стадии выполнения технических проектов реакторных установок, а также при расчете эксплуатационных режимов ТВС [19 – 24].

В целом накоплен большой экспериментальный материал о влиянии на теплогидравлические процессы блокировок части проходных сечений ТВС [25, 26], являющийся хорошей базой для проверки расчетных методик. Созданы соответствующие расчетные коды, базирующиеся на модели «пористого тела» [27].

Следует отметить, что основные данные экспериментальных исследований теплофизики активной зоны реакторов с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями (ТЖМТ) получены с использованием теории моделирования теплообмена и эвтектического натрий-калиевого сплава, имеющего число  $Pr$  в том же диапазоне, как и тяжелые теплоносители [28–30]. Полученные нами в настоящее время результаты этих исследований недостаточно полны и не дают возможности выполнить полное обоснование теплогидравлических характеристик активной зоны реакторов с ТЖМТ для всех режимов работы.

Численное моделирование полей скорости и температуры в системе взаимосвязанных каналов в ТВС осуществляется, как правило, с использованием адаптированных под задачу коммерческих трехмерных кодов. Результаты проведенной ГНЦ РФ-ФЭИ открытой стандартной задачи по полям скорости и температуры в модельной ТВС показали [21], что использованные специалистами из разных стран трехмерные коды (BRS-TVSR, Россия; SPIRAL, AQUA, Япония; FLUENT, Испания; STAR-CD, Нидерланды; MATRA, CFX, Республика Корея) описывают экспериментальные данные крайне приближенно. Используемые, как правило, в кодах  $k-\varepsilon$  модели турбулентного переноса не учитывают анизотропию турбулентного переноса в области зазоров между твэлами в ТВС, а также крупномасштабный турбулентный перенос, что особенно важно для моделирования теплогидравлики в периферийной области ТВС, деформированных решеток твэлов, влияния на гидродинамику потока теплоносителя и теплообмен различных дистанционирующих устройств.

По-прежнему актуальными проблемами исследований гидродинамики и теплообмена в пучках твэлов с жидкометаллическим охлаждением являются изучение структуры и характеристик турбулентного переноса импульса и энергии (тепла) в каналах сложной формы, их моделирование с учетом анизотропии переноса и влияния дистанционирующих устройств, определение турбулентного числа Прандтля, изучение влияния различных критериев подобия, выявление областей автомодельности, создание надежных методов экспериментального моделирования процессов теплообмена в стационарных и переходных режимах при естественной и вынужденной конвекции жидкометаллических теплоносителей.

**Исследования теплогидравлики промежуточных теплообменников.** Проведенные в ГНЦ РФ-ФЭИ совместно с ОКБ Машиностроения расчетно-экспериментальные исследования теплогидравлики промежуточных теплообменников быстрых реакторов способствовали развитию представлений о сложных процессах, происходящих в теплообменниках. Расчетно-теоретические и экспериментальные работы позволили установить причину снижения общей эффективности теплопередачи в жидкометаллических теплообменниках, которая объяснялась различием в коэффициентах теплоотдачи на обогреваемых и теплообменных моделях [32, 33]. Оказалось, что эффект сосредоточен в гидравлических развертках расхода в каналах межтрубного пространства, что приводит в условиях высоких подогревов и коэффициентов теп-

лопередачи к существенному снижению общей интенсивности теплопереноса. Пучок труб, собранный по концентрическим окружностям, имеет одинаковый гидравлический диаметр каналов, но разную их форму чередование квадратных и треугольных ячеек. Это приводит к дополнительным гидравлическим разверкам и появлению общей циркуляции «вторичных течений» в объеме промежуточных теплообменников. Для аварийных режимов опрокидывания течения теплоносителя в межтрубном пространстве установлена зависимость снижения мощности промежуточных теплообменников от системы параметров. Проведен анализ эффективности теплообменников, созданы расчетные коды «Протва» и «Угра».

**Исследования теплогидравлики в баке реактора.** Пока еще мало внимания уделено изучению стратификации теплоносителя, пульсациям температур в сложных проточных частях быстрых реакторов с интегральной компоновкой [34]. Эта проблема имеет большое прикладное значение, поскольку известны случаи выхода из строя отдельных узлов реакторов вследствие влияния циклических термонапряжений, но не может быть решена без целого цикла поисково-фундаментальных исследований. Назрела необходимость создания современных методов расчета локальных теплогидравлических турбулентных характеристик сложных потоков в каналах, больших объемах с учетом крупномасштабных вихревых течений, влияния стратификации теплоносителя. На этой базе можно было бы усовершенствовать существующие и создать новые расчетные коды. Значительной проблемой является отвод остаточного тепловыделения реактора посредством естественной конвекции в верхней камере с использованием специальных погружных теплообменников [35, 36]. Такие устройства относятся к системам пассивного отвода тепла при аварийных остановках быстрых реакторов. Российский опыт по исследованию таких систем пока еще невелик, поэтому целесообразно уже сейчас заниматься проблемами моделирования аварийного теплоотвода естественной конвекцией в баках быстрых реакторов, выявлением влияния разных критериев подобия и других факторов на теплогидравлические процессы.

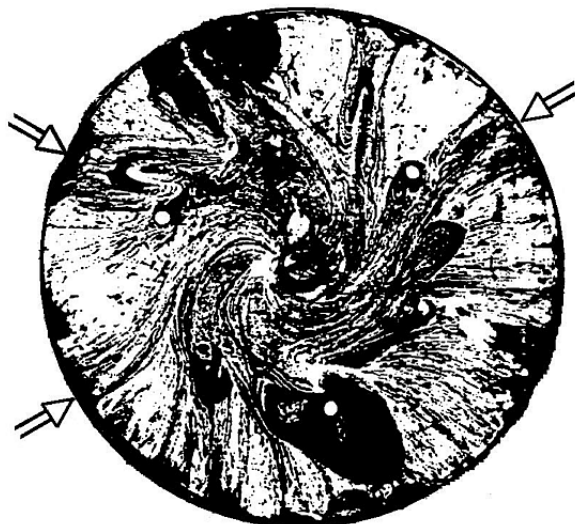


Рис. 1. Вид горизонтального вихря на днище нижнего коллектора (стрелками показаны входные патрубки)

**Коллекторы, камеры смешения и проточные части реакторов.** При исследованиях на моделях гидродинамики свинцово-висмутового реактора, быстрых реакторов обнаружено, что потоки теплоносителя из каждой циркуляционной петли занимают в активной зоне определенную область, слабо перемешиваются (рис. 1).

Аналогичные эффекты наблюдались и в ВВЭР. При разработке конструкций напорных коллекторов не всегда следует полагаться только на расчеты и справочные рекомендации. В качестве примера можно привести коллектор испарителя-парогенератора установки БН-350, включающий в себя закругленное днище с центральным подводным трубопроводом и две выравнивающие решетки. Скорость на входе в центральную часть пучка фильдовских трубок оказалась в несколько раз больше средней скорости. Только в экспериментах удалось подобрать приемлемые выравнивающие решетки для будущих подобных конструкций [37].

В последнее время на основе гидро- и аэродинамических исследований многочисленных вариантов конструкций нижних коллекторов промежуточных теплообменников сделаны обобщения и разработаны простые инженерные способы определения основных гидродинамических характеристик в них, позволяющие оптимизировать коллекторы [38]. При этом выяснили, что имеющиеся в литературе рекомендации носят иногда довольно частный характер.

**Теплообмен в парогенераторах «натрий-вода».** При разработке секционного прямоточного парогенератора в ГНЦ РФ-ФЗИ был выполнен комплекс экспериментальных работ в обоснование ресурса и тепловых характеристик парогенераторов модульного типа с прямотрубным пучком, обогреваемых натрием [39].

Известно, что большая часть опытных данных о кризисе теплообмена в парогенерирующих каналах получена на электрически обогреваемых трубах. Возникает вопрос о правомерности использования таких данных для расчета кризиса теплообмена в трубах, обогреваемых жидким металлом, поскольку в парогенераторах «натрий-вода» реализуется неравномерный закон распределения плотности теплового потока по длине канала, а также при тех же режимах кризис теплоотдачи в парогенераторах может достигаться при температуре стенки более низкой, чем в электрообогреваемых трубах.

Экспериментальные исследования кризиса теплообмена, проведенные в электрообогреваемых трубах и в трубах, обогреваемых натрием [40 – 43], показали, что несмотря на разброс опытных значений  $q_{кр}$  отчетливо видна сходимость данных, полученных при разных способах обогрева. Зона кризиса имеет определенную протяженность, в зависимости от массовой скорости изменяющуюся от трех до пяти внутренних диаметров трубы [42], и сопровождается пульсациями температуры стенки.

Разработаны методы расчета теплообмена в закризисной зоне, учитывающие термодинамическую неравновесность пароводяного потока [44, 45]. За основу принята одномерная модель, в которой предполагается, что все тепло от теплопередающей поверхности передается конвективным путем перегретому относительно температуры насыщения пару и далее от пара диспергированным в нем каплям жидкости, находящимся при температуре насыщения.

Исследования теплообмена на однетрубной модели парогенератора с внутренними ребрами, обогреваемого натрием, показали [46], что с увеличением давления и массовой скорости эффективность ребрения возрастает. Для номинального режима работы парогенерирующей трубки парогенератора БН-600 (давление 13,7 МПа и массовая скорость 700 кг/м<sup>2</sup>·с) кризис теплоотдачи вырождается. Термодинамическая неравновесность пароводяного потока на выходе из трубы с ребрами ниже, чем в случае гладкого парогенерирующего канала. Трубы с внутренними винтовыми ребрами позволяют существенно, в ряде случаев почти в два раза, сократить поверхность испарительной части парогенератора. Можно подбором режимных параметров полностью исключить кризис теплообмена в трубе с ребрами.

**Теплогидравлика парогенератора со свинцовым теплоносителем.** Впервые проведены испытания модели парогенератора, обогреваемого свинцом: температура свинца на входе в модель  $540^{\circ}\text{C}$ , температура воды на входе в модель –  $340^{\circ}\text{C}$ , расход воды – 100, 80 и 120% от номинального значения [47, 48].

При работе на докритическом давлении (около 18 МПа) температура пара на выходе из модели была  $503 - 509^{\circ}\text{C}$  во всем диапазоне изменения расходов воды. При расходе воды 80–120% от номинального не обнаружено пульсаций расхода воды на входе в модель, хотя по расчетам специалистов ОАО «НИКИЭТ» для стенда СПРУТ на входе должны были быть колебания расхода воды с магнитудой от 50 до 150%.

При сверхкритическом давлении (около 25 МПа) испытания велись при тех же режимных параметрах, что и при 18 МПа. Заметных различий в температуре пара на выходе из модели обнаружено не было, расхождение не превышало  $2 - 3^{\circ}\text{C}$ . Пульсации расхода воды замечены не были.

**Кипение жидкометаллических теплоносителей.** В 1960-х гг. в ФЭИ был выполнен комплекс исследований, показавших особенности физики процесса парообразования, режимов и кризиса кипения жидких металлов в большом объеме [49], а также в трубах [50].

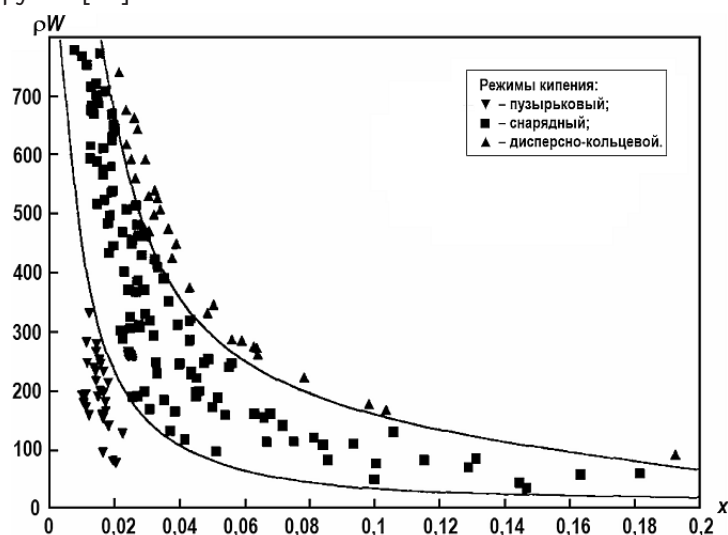


Рис. 2. Картограмма режимов течения двухфазного потока жидкого металла в ТВС, построенная по экспериментальным данным ФЭИ [54]

Исследования кипения жидкометаллического теплоносителя в контуре с естественной циркуляцией, проведенные в 1990-х – начале 2000-х гг. А.П. Сорокиным, Е.Ф. Ивановым и др., показали принципиальную возможность охлаждения ТВС активной зоны при возникновении кипения жидкого металла в режиме аварийного расхолаживания БР в течение длительного времени [51 – 53], но также и возможное возникновение межканальной неустойчивости в системе параллельных ТВС [54]. В результате получены уникальные данные по теплообмену для различных режимов двухфазного потока натрий-калиевого сплава (пузырьковый, снарядный, дисперсно-кольцевой) в модельной ТВС в режимах с малыми скоростями циркуляции. Построена картограмма режимов течения двухфазного потока жидкого металла в ТВС (рис. 2). Полученные данные оценены с использованием кода SAT, моделирующего двухфазный поток жидкого металла в ТВС в приближении двухжидкостной модели [55, 56].

Продолжение исследований кипения натрия на моделях ТВС применительно к

анализу запроектных аварий, моделирование развития области кипения в натурной ТВС реактора при авариях типа ULOF, дальнейшее развитие теплогидравлических кодов для анализа развития аварий с кипением натрия в ТВС, их верификация направлены на обоснование самозащищенности реакторов на быстрых нейтронах.

**Результаты других исследований.** Широко исследовалось влияние шероховатости стенок каналов на гидродинамические характеристики с обобщением результатов опытов и выдачей расчетных рекомендаций. Были созданы полумпирические методы расчета течения теплоносителя даже в таких сложных системах, как каналы с крупной шероховатостью в виде поперечных ребер. Проведены исследования влияния друг на друга последовательно расположенных местных гидросопротивлений. Отработана проточная часть канала со стержнем пассивной защиты быстрых реакторов, гидродинамически удерживаемым в верхнем положении потоком теплоносителя, разработаны устройства пассивной аварийной защиты быстрых реакторов, срабатывающие по заданному уровню температуры [57–59].

### **ВОДООХЛАЖДАЕМЫЕ РЕАКТОРЫ**

**Исследования возможности повышения энергонапряженности и эффективности водоохлаждаемых реакторов.** Повышение энергонапряженности сборок в реакторах ВВЭР связано с решением фактически двух задач – расширение допустимых границ работы топлива и приближение рабочих границ топлива к проектным пределам. Первая из этих задач тесным образом связана с совершенствованием конструкций кассет и, в частности, использованием промежуточных смесительных решеток (ПСР) и дистанционирующих смесительных решеток (ДСР). Вторая задача решается расчетно-аналитическими методами за счет использования более совершенных программ, устранения избыточного консерватизма и др.

Проведенные в последние годы исследования теплогидравлических характеристик 19-ти стержневых моделей различных ТВС ВВЭР [60] показывают удовлетворительное (в пределах 5%) совпадение экспериментальных и рассчитанных по данным работы [61] критических тепловых потоков с использованием усредненных по сечению моделей определяющих параметров. В то же время рассчитанные для условий экспериментов по коду ПУЧОК-1000 локальные критические тепловые потоки систематически ниже экспериментальных на ~10%. Показано, что использование корреляции, разработанной по средним параметрам многостержневых моделей, в поканальных кодах как зависимости для расчета критического теплового потока по локальным параметрам может приводить к необоснованному завышению до 10% запаса до кризиса теплообмена в реакторах ВВЭР.

На стендах СВД-2 (рис. 3), СТФ и установке ТРАССЕР в ФЭИ проведен комплекс исследований в обоснование конструкции ТВС АЭС-2006 с повышенными параметрами на моделях ТВС-2, ТВС-КВ-2 и ТВС-КВ2ПР с различными дистанционирующими (ДСР) и промежуточными (ПСР) решетками. Большинство данных получено с сотовыми дистанционирующими решетками (ДСР) и промежуточными перемешивающими решетками (ПСР) типа «вихрь» (рис. 4).

Использование ПСР и ДСР в реакторах под давлением способствует повышению запасов до кризиса теплообмена за счет двух эффектов: выравнивание параметров (температур) по ячейкам сборок и повышение локальных значений КТП. За счет лучшего перемешивания могут быть сняты ограничения по запасам до кризиса, например, вблизи направляющих труб и др. [62].



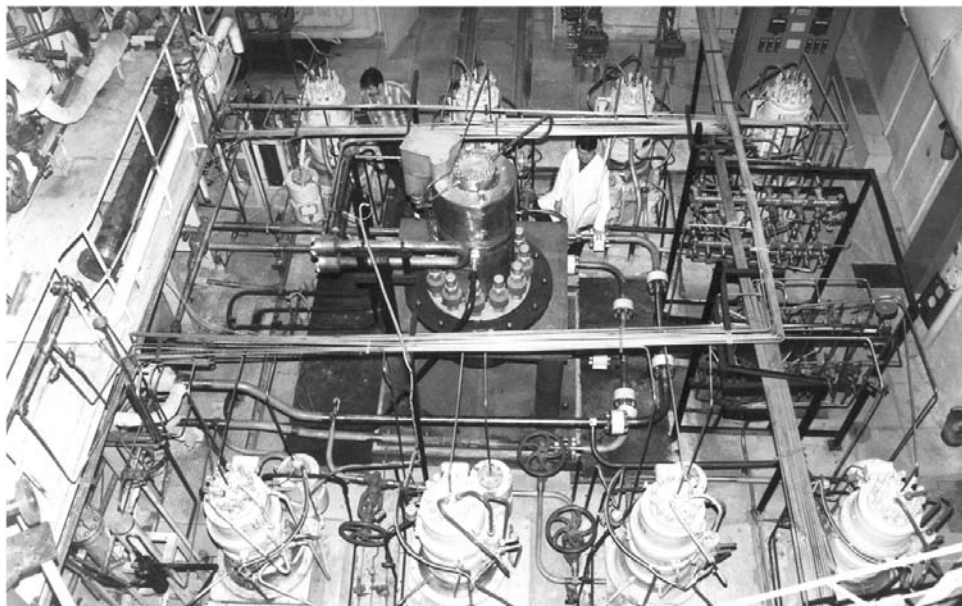


Рис. 3. Крупномасштабный трехпетлевой теплогидравлический стенд высокого давления СВД-2 для исследований гидродинамики, теплообмена и кризиса теплообмена на полномасштабных по высоте моделях ТВС водоохлаждаемых реакторов ( $P = 25,5$  МПа,  $G = 150$  м<sup>3</sup>/ч,  $N = 11,0$  МВт)

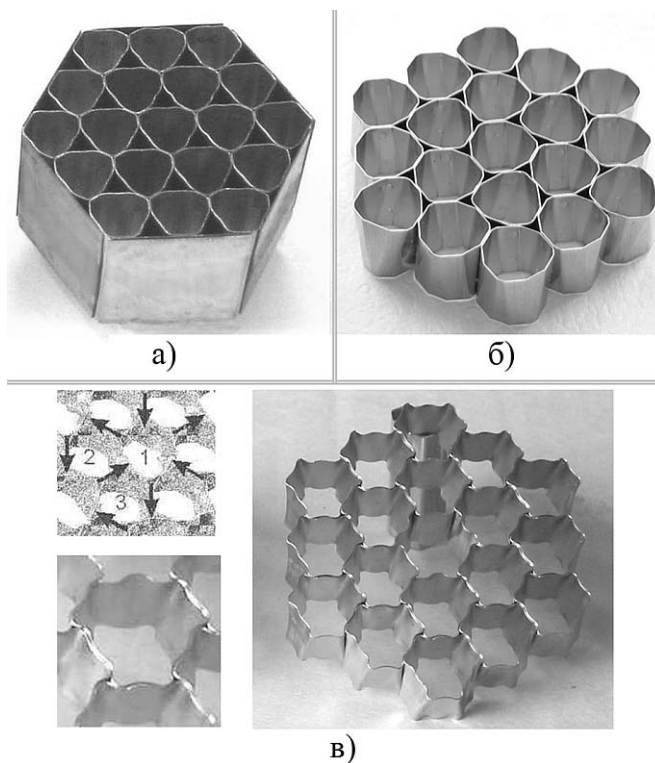


Рис. 4. Различные виды решеток: а) сотовая дистанционирующая решетка; б) промежуточная перемешивающая решетка типа «циклон»; в) промежуточная перемешивающая решетка типа «вихрь»

**Исследования в обоснование пассивных систем безопасности реактора.** В основу повышения безопасности АЭС положен принцип глубокой эшелонированной защиты с системой барьеров и пассивными системами, предотвра-

щающими развитие аварийного процесса и обеспечивающими перевод реакторной установки в состояние с низким энергетическим потенциалом. Цель управления развитием аварии последовательно сохранять целостность барьеров безопасности и особенно целостность защитной оболочки как последнего барьера на пути распространения радионуклидов [63]. Основной отличительной особенностью проекта АЭС-2006 является использование пассивных систем безопасности. К их числу относятся система гидроемкостей второй ступени (система GE-2), пассивная система фильтрации (ПСФ) протечек в межоболочечное пространство (МОП), которая предназначена для очистки и удаления парогазовой среды (ПГС) при авариях с потерей всех источников переменного тока.

Результаты проведенной на крупномасштабном стенде GE-2M-ПГ серии экспериментов для проекта НВАЭС-2 показали, что отвод неконденсирующихся газов в составе парогазовой смеси с расходом, соответствующим расходу первой ступени системы GE-2, позволяет сохранить необходимую конденсационную мощность ПГ, достаточную для поддержания эффективного теплоотвода от реакторной установки [64]. Полученные данные по коэффициенту теплопередачи в трубном пучке модели ПГ позволили сделать вывод о теплообменных характеристиках модели парогенератора при подаче в него пара с примесью неконденсирующихся газов и одновременной сдувке ПГС из холодного коллектора ПГ, а также предназначены для верификации расчетных кодов для анализа работы пассивных систем охлаждения активной зоны в случае запроектной аварии [65].

**Исследования водородной безопасности.** Осуществляются комплексное – расчетное с использованием кода КУПОЛ и экспериментальное – решение проблемы контроля концентрации и удаления водорода на АЭС, разработка системы контроля водородной безопасности, разработка каталитических рекомбинаторов водорода, а также проведение метрологической аттестации и сертификации этого оборудования. На основании анализа представительных сценариев аварий на АЭС с ВВЭР-1000 и с учетом факторов, влияющих на возможность стратификации водорода, определены сценарии, представительные в отношении возможности стратификации водорода под защитной оболочкой АЭС с ВВЭР-1000, и выполнен их численный анализ [66]. В результате расчетных исследований распространения водорода в системе связанных помещений контейнмента определены условия возникновения детонации, количество и размещение пассивных каталитических дожигателей водорода, обеспечивающих удержание концентрации водорода на взрывобезопасном уровне для различных сценариев развития аварии с сохранением целостности корпуса реактора.

**Исследования теплообмена в реакторах с водой при сверхкритическом давлении.** Большой инженерный опыт разработки и эксплуатации установок с водой при сверхкритическом давлении (СКД) в традиционной энергетике показывает, что использование воды при СКД в атомной энергетике должно снизить затраты на проектирование, уменьшить металлоемкость конструкции энергоблоков в два раза, сократить длительность и объемы строительных и монтажных работ за счет уменьшения габаритов здания, упростить технологические схемы, снизить расходы теплоносителя через активную зону в восемь – десять раз по сравнению с традиционными ВВЭР и главное – увеличить КПД до 44%. Выполненные расчеты показывают, что эти и другие факторы обеспечивают существенный экономический эффект [67]. Следует отметить, что в

связи с повышенными параметрами по сравнению с ВВЭР-1000 АЭС на СКД должна иметь дополнительные системы безопасности, особенно при разрыве ГЦТ и осушении активной зоны.

В результате проведенных исследований на семистержневой модели ТВС при СКД на фреоне установлены закономерности теплообмена при СКД на входе с учетом влияния геометрии каналов и получены базовые расчетные корреляции как для номинальных, так и ухудшенных режимов теплообмена [68]. Так установлено, что ухудшение теплообмена наблюдается при сосуществовании жидкой и парообразной фаз и, по всей видимости, связано с перераспределением профиля скорости, а также резким падением плотности и вязкости в критической области, где имеет место резкое изменение теплофизических свойств фреона-12. Разброс температур стенки вследствие ухудшения теплообмена может достигать 15 – 35% в зависимости от соотношения  $q/\rho W$  на достаточно коротком расстоянии порядка 200 мм. Это приводит к возникновению термических напряжений и, как следствие, к деформации твэльного пучка.

В результате проведения комплексных исследований проведен анализ использования в замкнутом топливном цикле одноконтурных и двухконтурных РУ с СКД воды, выполнены оценки и оптимизация выбранной тепловой схемы АЭС ВВЭР-СКД-1600, исследованы нормальные и ухудшенные режимы теплообмена, усовершенствованы методика и расчетный код МИФ-СКД для расчета теплогидравлических параметров активной зоны реактора с учетом влияния различных факторов и неопределенности параметров [68–70].

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В настоящее время в ГНЦ РФ-ФЭИ, являющейся одной из ведущих организацией Госкорпорации «Росатом» в области теплофизики ЯЭУ, имеется комплекс лабораторий, оснащенных современной экспериментальной теплофизической базой, в которых проводятся фундаментальные и прикладные исследования, связанные с обоснованием различных реакторных установок.

Фундаментальные исследования направлены на развитие теории и создание расчетных программ, верифицированных на основе специально поставленных экспериментов, позволяющих получить детальное описание полей скоростей теплоносителя и температур в любых каналах и узлах оборудования ЯЭУ (активная зона, корпус реактора, парогенераторы). Математические модели и численные методы обобщены для описания и численного решения сжимаемых жидкостей, многофазных и многожидкостных систем.

Прикладные исследования и разработки выполняются путем детального изучения физических процессов применительно к реальным условиям реакторных установок. В области гидродинамики эти разработки направлены на поиск таких технических решений, которые обеспечивают оптимальные распределения скоростей и температур в узлах активной зоны реактора, теплообменниках или парогенераторах.

Результаты исследований отражены в монографиях, докладывались на представительных отечественных и зарубежных конференциях. Результатом этих исследований явилось теплогидравлическое обоснование ЯЭУ с натриевым теплоносителем (быстрые реакторы БР-10, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800), эвтектическим сплавом свинец-висмут (АПЛ проекта 705), сплавом натрия-калий (космические ЯЭУ – БУК, ТОПАЗ). Для накопления, хранения и анализа теплофизических данных, их оценки и выработки рекомендаций по теплофизическому обоснованию различных установок, разработки тестов для верифи-

кации расчетных кодов создан Центр теплофизических данных, имеющий связи со многими институтами отрасли и конструкторскими бюро.

Для улучшения экономических и экологических характеристик, повышения безопасности ЯЭУ как с водяным, так и жидкометаллическими теплоносителями необходимо более глубокое понимание закономерностей, определяющих теплогидравлические, физико-химические и массообменные процессы. Очевидна необходимость проведения новых теплогидравлических исследований как для создания ЯЭУ нового поколения, таких как БН-1200, СВБР-100, БРЕСТ-300, БН-ВТ, ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ ВВЭР-СКД и др., космической ядерной энергетики большой мощности, в электроядерных и ускорительно-управляемых системах, в термоядерных установках и т.д., так и использования в неядерных технологиях.

### Литература

1. Поплавский В.М., Ефанов А.Д., Жуков А.В., Калякин С.Г., Сорокин А.П., Юрьев Ю.С. Теплогидравлические исследования реакторных установок с натриевым теплоносителем // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 236-241.
2. Методические указания и рекомендации по теплогидравлическому расчету активных зон быстрых реакторов. / под ред. А.В. Жукова, А.П. Сорокина. – РТМ 1604.008-88. – Обнинск: ФЭИ. – 1989. 435 с.
3. Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Сорокин А.П. Теплофизические исследования безопасности ядерных реакторов нового поколения // Тепловые процессы в технике. – 2010. – Т. 2. – №11. – С. 518-523.
4. Сорокин А.П. Теплофизические исследования вопросов безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах // Теплоэнергетика. – 2007. – №12. – С. 29-36.
5. Субботин В.И., Кащеев В.М., Номофилов Е.В., Юрьев Ю.С. Решение задач реакторной физики на ЭВМ. – М.: Атомиздат. 1979.
6. Жуков А.В., Сорокин А.П., Ушаков П.А. и др. Поканальный теплогидравлический расчет сборок твэлов ядерных реакторов // Атомная энергия. – 1981. – Т. 51. – Вып. 5. – С. 307-311.
7. Жуков А.В., Сорокин А.П., Титов П.А., Ушаков П.А. Анализ гидравлического сопротивления пучков твэлов быстрых реакторов. // Атомная энергия. – 1986. – Т. 60. – Вып. 5. – С. 317-321.
8. Ибрагимов М.Х., Субботин В.И., Ушаков П.А. Исследования теплоотдачи при турбулентном течении в трубах тяжелых жидких металлов. // Атомная энергия. – 1960. – Т. 8. – Вып. 1. – С. 54-56.
9. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П. Систематические исследования теплообмена в сборках твэлов и некоторые задачи жидкометаллического охлаждения. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №4. – С. 95-108.
10. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В., Кузина Ю.А., Денисова Н.А., Сорокин Г.А., Федосова М.А. База экспериментальных данных по теплогидравлике быстрых реакторов для верификации расчетных кодов. // Атомная энергия. – 2009. – Т. 107. – Вып. 3. – С. 128-136.
11. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В. Теплогидравлический анализ активной зоны ядерных реакторов с жидкометаллическим охлаждением. Часть I. // Тепловые процессы в технике. – 2009. – Т. 1. – №7. – С. 127-139.
12. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В. Теплогидравлический анализ активной зоны ядерных реакторов с жидкометаллическим охлаждением. Часть II // Тепловые процессы в технике. – 2009. – Т. 1. – № 8. – С. 318-331.
13. Ушаков П.А. Приближенное тепловое моделирование цилиндрических тепловыделяющих элементов. / Жидкие металлы. – М.: Атомиздат. – 1967.
14. Субботин В.И., Ибрагимов М.Х., Ушаков П.А., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках (основы расчета). – М.: Атомиздат. – 1975.
15. Жуков А.В., Кириллов П.Л., Матюхин Н.М., Сорокин А.П. и др. Теплогидравлический расчет ТВС быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением. – М.: Энергоатомиз-

дат. –1985.

16. *Bogoslovkaya G.P., Sorokin A.P., Zhukov A.V.* LMFR Core and Heat Exchanger Thermohydraulic Design: Former USSR and Present Russia Approaches // IAEA-TECDOC-1060. Vienna: IAEA. 1999.

17. *Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М.* Межканальный обмен в ТВС быстрых реакторов: теоретические основы и физика процесса. – М.: Энергоатомиздат, –1989.

18. *Сорокин А.П., Богословская Г.П., Кириллов П.Л., Жуков А.В., Ушаков П.А., Титов П.А.* Экспериментальные и расчетные исследования поперечного турбулентного переноса импульса и энергии в каналах сложной формы. // Теплофизика высоких температур. –1996. – Т. 34. – №6 –С. 903-908.

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

20. *Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В., Богословская Г.П., Сорокин Г.А.* Теплогидравлические аспекты глубокого выгорания ядерного топлива в быстрых реакторах. // Атомная энергия. –2003. –Т. 95. –С. 186–193.

21. *Сорокин А.П., Богословская Г.П.* Методы теплогидравлических расчетов тепловыделяющих сборок активной зоны быстрых реакторов. // Теплоэнергетика. –1997. –№3. –С. 21-26.

22. *Казачковский О.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В. и др.* Метод сосредоточенных параметров в задаче о температурном поле в деформированных ТВС быстрых реакторов с неадиабатическими граничными условиями: Препринт ФЭИ-1972. –Обнинск: ФЭИ. –1985.

23. *Казачковский О.Д., Сорокин А.П., Жуков А.В., Ушаков П.А., Кривенцев В.А., Титов П.А.* Стохастические неравномерности температурных полей в деформированных ТВС быстрых реакторов: Препринт ФЭИ-1678. –Обнинск: ФЭИ. –1985.

24. *Казачковский О.Д., Жуков А.В., Сорокин А.П., Матюхин Н.М.* Температурные поля в деформированных ТВС быстрых реакторов. // Атомная энергия. –1988. –Т. 65. –Вып. 2. –С. 89-97.

25. *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.

26. *Kuzina J.A., Sorokin A.P., Zhukov A.V.* Numerical simulation of fuel assembly thermohydraulics of reactors with blockages // Hydrodynamics and heat transfer in reactor components cooled by liquid coolant in single/two-phase. IAEA, TWG-FR/125, Vienna, Austria. –2005. –pp. 461-480.

27. *Ушаков П.А., Юрьев Ю.С., Колмаков А.П.* Поля скорости, давления и температуры в кассетах ТВЭЛов быстрых реакторов при блокировании проходного сечения. Теплообмен-IV. / под ред. А.Г. Блох. –Минск: Изд-во ИТМО АН БССР. –1980. –Т. 8. –С. 180-191.

28. *Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П., Леонов В.Н., Смирнов В.П., Сила-Новицкий А.Г.* Экспериментальные исследования теплопередачи в активной зоне реактора БРЕСТ-ОД-300 на моделях со свинцовым охлаждением. // Теплоэнергетика. –2002. –№3. –С. 2-10.

29. *Жуков А.В., Сорокин А.П., Ефанов А.Д., Кузина Ю.А.* Температурные режимы ТВЭЛов корабельных ядерных установок с жидкометаллическим охлаждением. // Известия вузов. Ядерная энергетика. –2007. –№1. –С. 56-68.

30. *Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П.* О некоторых подходах по изучению влияния переменного энерговыделения на теплоотдачу и температурные поля ТВЭЛов реакторов. // Вопросы атомной науки и техники, сер. «Физика ядерных реакторов», вып. 3 «Динамика и безопасность ядерных энергетических установок». – М.: РНЦ «Курчатовский институт». –2008. –С. 21-29.

31. *Жуков А.В., Кузина Ю.А., Сорокин А.П.* Анализ бенчмарк-эксперимента по гидравлике и теплообмену в сборке имитаторов ТВЭЛов с жидкометаллическим охлаждением. // Атомная энергия. –2005. –Т. 99. –Вып. 5. –С. 336-348.

32. *Митенков Ф.М., Головки В.Ф., Ушаков П.А., Юрьев Ю.С.* Проектирование теплообменных аппаратов АЭС. / под ред. Ф.М. Митенкова. –М.: Энергоатомиздат. –1988.

33. *Poplavsky V.M., Efanov A.D., Zhukov A.V., Sorokin A.P., Yuriev Yu.S.* Thermohydraulics of sodium cooled reactors // Report on the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), December 7-9, 2009. – Kyoto. –

Japan. –06-28P. –12 p.

34. *Зарюгин Д.Г., Калякин С.Г., Опанасенко А.Н., Сорокин А.П.* Исследования стратификации теплоносителя и пульсаций температуры в ядерных энергетических установках. // Теплоэнергетика. –2013. –№3. –С. 1-10.

35. *Зарюгин Д.Г., Лескин С.Т., Опанасенко А.Н., Сорокин А.П.* Расчетно-экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик в баке быстрого реактора на интегральной модели САРХ в различных режимах работы установки. // Известия вузов. Ядерная энергетика. –2013. –№2. –С. 96-104.

36. *Жуков А.В., Сорокин А.П., Кузина Ю.А.* Аварийное расхолаживание быстрых реакторов естественной конвекцией. // Теплоэнергетика. –2013. –№5. –С. 42-51.

37. *Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н.* Гидродинамические неравномерности теплоносителя на входе в активную зону ядерного реактора, обусловленные коллекторным эффектом. // Атомная энергия. –2011. –Вып. 3. –С. 177-180.

38. *Габрианович Б.Н., Дельнов В.Н.* Гидродинамика коллекторных систем ядерных энергетических установок. // Известия вузов. Ядерная энергетика. –2007. –№1. –С. 113-121.

39. *Грабежная В.А., Грачев Н.С., Михеев А.С.* Парогенератор БН-600: экспериментальные работы в обоснование теплогидравлики парогенератора. / Доклад на российско-французском совещании по технологии быстрых реакторов, 13-17 мая 2013 г., Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ.

40. *Кириллов П.Л., Грабежная В.А.* О влиянии способа обогрева на критический тепловой поток. // Атомная энергия, –1981. –Т. 51. –Вып. 4 (10). –С. 225-227.

41. *Зенкевич Б.А., Песков О.Л., Сапанкевич А.П.* Кризис теплоотдачи в потоке кипящей воды в трубах. / В кн.: Кризис теплообмена при кипении в каналах. / под ред. В.И. Субботина и П.Л. Кириллова. –Обнинск: ФЭИ, 1974. –С. 72-99.

42. Рекомендации по расчету кризиса теплоотдачи при кипении воды в круглых трубах. – М.: ИВТ АН СССР, 1980. Препринт 1-57.

43. *Зенкевич Б.А., Калинин Ю.А., Ремизов О.В., Субботин В.И.* О влиянии неравномерного распределения теплового потока по длине трубы на кризис теплоотдачи. Препринт ФЭИ-150. –Обнинск: ФЭИ, 1969.

44. *Sergeev V.V., Gonin A.I.* Dispersed Flow Film Boiling Heat Transfer in Channels with Spacer Elements // Working Material: Thermo hydraulic Relationships for Advanced Water Cooled Reactors / Report of the Third Research Coordination Meeting for the Coordinated Research Programme on Advanced Water Cooled Reactors Held at IPPE, Obninsk, Russia, October 6-12, 1997. –IAEA, Vienna, Austria, 1998. – pp. 222-228.

45. *Грачев Н.С., Ивашкевич А.А., Прохорова В.А., Фетисов М.Н.* О термической неравновесности пароводяного потока. // Теплофизика высоких температур. –1974. –Т. XII. – №3. –С. 680-681.

46. *Грачев Н.С., Кириллов П.Л., Прохорова В.А.* Экспериментальное исследование теплообмена в парогенерирующей трубе с внутренним оребрением. // Теплофизика высоких температур. –1976. –Т. XV. – №6. –С. 1234-1240.

47. *Грабежная В.А., Михеев А.С., Крюков А.Е.* Испытания модели парогенератора БРЕСТ при работе на частичных и пусковых параметрах. / Научно-технический сборник «Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2012 год. –Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ. –2013. –С. 131-142.

48. *Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Сорокин А.П.* Теплофизические исследования в обоснование проектов и безопасности ядерных реакторов нового поколения. // Атомная энергия. –2012. –Т. 112. –Вып. 1. –С. 36-39.

49. *Субботин В.И., Сорокин Д.Н., Овечкин Д.М., Кудрявцев А.П.* Теплообмен при кипении металлов в условиях естественной конвекции. –М.: Наука. 1969.

50. *Кириллов П.Л.* Теплообмен жидких металлов круглых трубах (однофазный и двухфазный потоки). / Диссертация на соиск. степени д. техн. н. – М., 1968.

51. *Сорокин А.П., Ефанов А.Д., Иванов Е.Ф. и др.* Расчетно-экспериментальные исследования условий устойчивого теплообмена при возникновении кипения жидкого металла в режиме аварийного расхолаживания быстрого реактора. // Известия вузов. Ядерная энергетика. –1999. –№2. –С. 59-70.

52. *Сорокин А.П., Ефанов А.Д., Иванов Е.Ф. и др.* Теплообмен при кипении жидкого металла

- в режиме аварийного расхолаживания быстрого реактора. // Атомная энергия. 1999. – Т. 87. – Вып. 5. – С. 337-342.
53. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф. и др. Исследования теплообмена и устойчивости кипения жидкометаллического теплоносителя в контуре естественной циркуляции. // Теплоэнергетика. – 2003. – №3. – С. 20-26.
54. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф., Богословская Г.П., Иванов В.В., Волков А.Д., Сорокин Г.А., Зуева И.Р., Федосова М.А. Теплообмен при кипении жидкого металла в системе параллельных каналов в режиме естественной конвекции. // Теплоэнергетика – 2007. – №3. – С. 43-51.
55. Sorokin G.A., Ninokata H., Sorokin A.P., Endo H., Ivanov E.F. Experimental and Numerical Study of Liquefied Metal Boiling in the System of Parallel Bundles under Natural Circulation Conditions // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2006. – V. 43. No 6. – pp. 623-634.
56. Сорокин Г.А., Ниноката Х., Эндо Х. и др. Экспериментальное и расчетное моделирование теплообмена при кипении жидкого металла в системе параллельных тепловыделяющих сборок в режиме естественной конвекции. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №4. – С. 92-106.
57. Портяной А.Г., Портяной Г.А., Сердунь Е.Н., Сорокин А.П. Разработка пассивных устройств аварийной защиты быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. / Сб. докл. межотраслевой конференции «Теплофизика-2005». – 16-18 ноября 2005. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ. – 2006. – 14 с.
58. Портяной А.Г., Сердунь Е.Н., Сорокин А.П., Егоров В.С., Шкаровский Д.А. Пассивные устройства останова реакторов: классификация характеристик и оценка степени совершенства. // Атомная энергия. – 1998. – Т. 84. – Вып. 5. – С. 394-398.
59. Портяной А.Г., Сердунь Е.Н., Сорокин А.П., Егоров В.С., Мальцев В.Г. Разработка и изучение характеристик пассивного устройства останова быстрого реактора. // Атомная энергия. – 1999. – Т. 86. – Вып. 1. – С. 77-81.
60. Ефанов А.Д., Колмаков А.П., Куликов Б.И., Ложкин В.В., Пометько Р.С., Смирнов А.М. Теплофизические аспекты повышения энергонапряженности сборок в реакторах ВВЭР / Сб. тез. и докл. IV Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, 23-25 мая 2005. – С. 55.
61. Безруков Ю.А., Астахов В.И., Брантов В.Г. и др. Экспериментальные исследования и статистический анализ данных по кризису теплообмена в пучках стержней для реактора ВВЭР. // Теплоэнергетика. – 1976. – №2. – С. 80-82.
62. Ефанов А.Д., Калякин С.Г., Пометько Р.С., Селиванов Ю.Ф. Перспективы и пути использования решеток интенсификаторов теплообмена в ТВС ВВЭР. // Научно-техническая конференция «Ядерное топливо нового поколения для АЭС. Результаты разработки, опыт эксплуатации и направления развития» (НТК-2010). – Москва, ОАО «ВНИИНМ», 17-19 ноября 2010. – 10 с.
63. Асмолов В.Г., Блинков В.Н., Мелихов О.И., Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Стрижов В.Ф. Проблемы теплопереноса и безопасности в проектах АЭС нового поколения. / Ориентированные фундаментальные исследования в обеспечение инновационных ядерных технологий: Сб. докл. на расширенном заседании НТС Росатома. Москва, 28 сентября 2007. – М.: ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ». – 2007. – С. 55-78.
64. Беркович В.М., Коршунов А.С., Таранов Г.С. и др. Разработка и обоснование технологии удаления неконденсирующихся газов для обеспечения работоспособности систем пассивного отвода тепла. // Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 1. – С. 13-19.
65. Remizov O.V., Morozov A.V., Tsyganok A.A., Kalyakin D.S., Berkovich V.M., Peresadko V.G., Taranov G.S. Experimental Study on Novovoronezh NPP-2 Steam Generator Model Condensation Power in the Event of the Beyond Design Basis Accident // Proceedings of 2010 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 10). San Diego, CA USA, June 13-17, 2010. Paper 10101.
66. Лукьянов А.А., Зайцев А.А., Попова Т.В., Канаухина С.В., Супотницкая О.В., Янцева Л.М. Исследования в обоснование водородной безопасности РУ нового поколения, предстествоый анализ с использованием кода КУПОЛ-М экспериментов на установках TOSQAN, VTSTRA, PANDA в рамках проекта ERCOSAM-SAMARA. / Научно-технический сборник «Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2011 год». – Об-

нинск: ГНЦ РФ-ФЭИ. – 2012. – С. 259-288.

67. *Кириллов П.Л.* Водоохлаждаемые реакторы на воде сверхкритических параметров. // Теплоэнергетика. – 2008. – №5. – С. 2-5.

68. *Пометько Р.С., Опанасенко А.Н., Шелегов А.С.* Теплообмен при сверхкритических параметрах теплоносителя в пучке стержней. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – №2. – С. 142-150.

69. *Grabezhnaya V.A., Kirillov P.L.* Heat Transfer at Supercritical Pressures and Deterioration Boundaries // Eleventh International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-11). – Avignon, France. – October 2-6, 2005.

70. *Богословская Г.П., Кириллов П.Л., Сорокин А.П.* Программа МИФ теплогидравлического расчета активной зоны реактора, охлаждаемого водой при сверхкритическом давлении. // Теплоэнергетика. – 2009. – №3. – С. 34-37.

Поступила в редакцию 04.12.2014 г.

### **Авторы**

Рачков Валерий Иванович, научный руководитель ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, профессор, член-корреспондент РАН.  
E-mail: vrachkov@ippe.ru.

Ефанов Александр Дмитриевич, главный научный сотрудник, Институт ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРиТ), ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.  
E-mail: efanov@ippe.ru.

Жуков Альберт Владимирович, ведущий научный сотрудник, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

Калякин Сергей Георгиевич, первый заместитель генерального директора по науке, директор ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.  
E-mail: kalyakin@ippe.ru.

Сорокин Александр Павлович, заместитель директора ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.  
E-mail: sorokin@ippe.ru.



УДК 621.039

## **THERMOHYDRAULICAL RESEARCHES NPP (TO THE 60 ANNIVERSARY OF THE FIRST NPP)**

Rachkov V.I., Efanov A.D., Zhukov A.V., Kalyakin S.G., Sorokin A.P.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

Designing, construction and successful start-up in laboratory «B» (now SSC RF-IPPE), in Obninsk on June, 27<sup>th</sup>, 1954 the First NPP became turn from purely military programs to peace use of an atomic energy. Researches of thermo hydraulics of nuclear power plants (NPP) in IPPE have begun in 1950<sup>th</sup> years in connection with work for a reactor with lead-bismuth coolant and the fast reactors cooled by sodium. Their organizers and supervisors of studies were A.I. Leypunsky and V.I. Subbotin then P.L. Kirillov and A.D. Efanov. The considerable contribution in researches have M.H. Ibragimov, M.N. Ivanovsky, F.A. Kozlov, Yu.I. Orlov, P.A. Ushakov, M.N. Arnoldov, G.P. Bogoslovskaja, V.P. Bobkov, B.N. Gabrianovich, A.V. Zhukov, S.G. Kalaykin, Yu.D. Levchenko, N.I. Loginov, A.A. Lukjanov, P.N. Martynov, A.N. Opanasenko, I.P. Sviridenko, A.P. Sorokin, Yu.S. Yuriev and others.

Now SSC RF-IPPE is one of leaders in State corporation «Rosatom» on thermal physics of NPP. In IPPE there are available complex of the laboratories equipped modern experimental thermal physics base. Fundamental and the applied researches connected with a substantiation various NPP are spent in these laboratories. Fundamental researches are directed on development of the theory and creation of the numerical codes verified on the basis of special experiments for reception of the detailed description of velocity and temperature fields in any units of NPP equipment (reactor core, reactor vessel, steam generators). Mathematical models and numerical methods are generalized for the description and numerical modeling of monophasic flows, multiphase and multi-fluid systems. Applied researches and workings out are carried out by detailed studying of physical processes for reactors conditions and directed on search of such designs which provide optimum distributions of velocity and temperature in a reactor core, heat exchangers and steam generators.

Results of researches are presented in monographies, in works of domestic and foreign conferences. Their summary was thermohydraulic substantiation of NPP with the sodium coolant agent (fast reactors BR-10, BOR-60, BN-350, BN-600, BN-800), eutectic alloy lead-bismuth (atomic submarine designs 645 and 705) and alloy sodium-potassium (space NPP – BUK, TOPAZ). For accumulation, storage and the analysis thermo physical data, their estimation, development of recommendations about NPP substantiation, verification of numerical codes was created the Center thermo physical data.

For improvement of economic and ecological characteristics, raising of NPP safety as with water and liquid metal coolant, deeper understanding of the regularity defining thermohydraulic, physical and chemical and mass transfer processes is necessary. It is necessary to carry out new thermohydraulic researches as for creation of NPP new generation, such as BN-1200, CVBR-100, BREST-300, BN-VT, WWER-1200, WWER-TOI WWER-SKD, space NPP with high power, electronuclear and accelerated-drive systems, thermonuclear installations and non-nuclear production engineering.

**Key words:** nuclear power plants, liquid metal coolants, water, thermohydraulic, velocity, temperature, reactor core, heat-exchange equipments, collector, hydraulic friction factor,

heat transfer, interchannel exchange, crisis of heat transfer, coolant stratification, safety, methods of calculations, calculation programs.

REFERENCES

1. Poplavskij V.M., Efanov A.D., Zhukov A.V., Kalyakin S.G., Sorokin A.P., Yur'ev Yu.S. Teplogidravlicheskie issledovaniya reaktornyh ustanovok s natrievym teplonositelem [Thermohydraulic investigations of reactor facilities with sodium coolant]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, no. 4, pp. 236-241.
2. Zhukov A.V., Sorokin A.P. eds. Metodicheskie ukazaniya i rekomendacii po teplogidravlicheskomu raschetu aktivnyh zon bystryh reaktorov [Guidelines and recommendations for thermohydraulic calculation of fast reactor cores]. RTM 1604.008-88. Obninsk, SSC RF-IPPE, 1989. 435 p.
3. Efanov A.D., Kalyakin S.G., Sorokin A.P. Teplofizicheskie issledovaniya bezopasnosti yadernyh reaktorov novogo pokoleniya [Thermophysical investigation of the safety of nuclear reactors of the new generation]. *Teplovye processy v tekhnike*. 2010, vol. 2, no. 11, pp. 518-523.
4. Sorokin A.P. Teplofizicheskie issledovaniya voprosov bezopasnosti YaEU s reaktorami na bystryh nejtronah [Thermophysical Security Research NPU's with fast reactors]. *Teploenergetika*. 2007, no. 12, pp. 29-36.
5. Subbotin V.I., Kascheev V.M., Nomofilov E.V., Yur'ev Yu.S. *Reshenie zadach reaktornoj fiziki na EVM* [Solving problems of reactor physics on a computer]. Moscow, Atomizdat Publ. 1979.
6. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Ushakov P.A. e.a. Pokanal'nyj teplogidravlicheskij raschet sborok tvelov yadernyh reaktorov [Channelized thermohydraulic calculation of fuel rod assemblies of nuclear reactors]. *Atomnaya energiya*. 1981, vol. 51, no. 5, pp. 307-311.
7. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Titov P.A., Ushakov P.A. Analiz gidravlicheskogo soprotivleniya puchkov tvelov bystryh reaktorov [Analysis of the hydraulic resistance of the fast reactor fuel bundles]. *Atomnaya energiya*. 1986, vol. 60, no. 5, pp. 317#321.
8. Ibragimov M.H., Subbotin V.I., Ushakov P.A. Issledovaniya teplotdachi pri turbulentnom techenii v trubah tyazhelyh zhidkih metallov [Study of heat transfer in turbulent flow in tubes of heavy liquid metal]. *Atomnaya energiya*. 1960, vol. 8, no. 1, pp. 54-56.
9. Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Sorokin A.P. Sistematicheskie issledovaniya teploobmena v sborkah tvelov i nekotorye zadachi zhidkometallicheskogo ohlazhdeniya [Systematic studies of heat transfer in the fuel assembly and some problems of liquid metal cooling]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2009, no. 4, pp. 95-108.
10. Efanov A.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Denisova N.A., Sorokin G.A., Fedosova M.A. Baza eksperimental'nyh dannyh po teplogidravlike bystryh reaktorov dlya verifikacii raschetnyh kodov [Experimental database for fast reactor thermal hydraulics for verification of computer codes]. *Atomnaya energiya*. 2009, vol. 107, no. 3, pp. 128-136.
11. Efanov A.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V. Teplogidravlicheskij analiz aktivnoj zony yadernyh reaktorov s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem. Chast' I [Thermohydraulic analysis of the core of nuclear reactors with liquid cooling. Part I]. *Teplovye processy v tekhnike*. 2009, vol. 1, no. 7, pp. 127-139.
12. Efanov A.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V. Teplogidravlicheskij analiz aktivnoj zony yadernyh reaktorov s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem. Chast' II [Thermohydraulic analysis of the core of nuclear reactors with liquid cooling. Part II]. *Teplovye processy v tekhnike*. 2009, vol. 1, no. 8, pp. 318-331.
13. Ushakov P.A. *Priblizhennoe teplovoe modelirovanie cilindricheskikh teplovydelyayushchih elementov. Zhidkie metally* [Approximate thermal modeling of cylindrical fuel elements. Liquid metals]. Moscow, Atomizdat Publ. 1967.
14. Subbotin V.I., Ibragimov M.X., Ushakov P.A., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yur'ev Yu.S. *Gidrodinamika i teploobmen v atomnyh energeticheskikh ustanovkakh (osnovy rascheta)* [Hydrodynamics and heat transfer in nuclear power plants (basis of calculation).]. Moscow,

Atomizdat Publ. 1975.

15. Zhukov A.V., Kirillov P.L., Matyuhin N.M., Sorokin A.P. e.a. *Teplogidravlicheskiy raschet TVS bystryh reaktorov s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem*. [Thermohydraulic calculation of fuel assemblies in fast reactors with liquid cooling.]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1985.

16. Bogoslovskaya G.P., Sorokin A.P., Zhukov A.V. LMFR Core and Heat Exchanger Thermohydraulic Design: Former USSR and Present Russia Approaches. IAEA-TECDOC-1060. Vienna, IAEA, 1999.

17. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Matyuhin N.M. *Mezhkanal'nyy obmen v TVS bystryh reaktorov: teoreticheskie osnovy i fizika processa* [Interchannel exchange in fuel assemblies of fast reactors: theoretical foundations and physics of the process]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1989.

18. Sorokin A.P., Bogoslovskaya G.P., Kirillov P.L., Zhukov A.V., Ushakov P.A., Titov P.A. Eksperimental'nye i raschetnye issledovaniya poperechnogo turbulentnogo perenosa impul'sa i energii v kanalah slozhnoj formy [Experimental and computational studies of turbulent transverse transport of impulse and energy in the channels of complex shape]. *Teplofizika vysokih temperatur*. 1996, vol. 34, no. 6, pp. 903-908.

19. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Matyuhin N.M. *Mezhkanal'nyy obmen v TVS bystryh reaktorov: raschetnye programmy i prakticheskoe prilozhenie* [Interchannel exchange in fuel assemblies of fast reactors: settlement programs and practical application]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1991.

20. Efanov A.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V., Bogoslovskaya G.P., Sorokin G.A. Teplogidravlicheskie aspekty glubokogo vygoraniya yadernogo topliva v bystryh reaktorah [Thermohydraulic aspects of nuclear fuel burnup in fast reactors]. *Atomnaya energiya*. 2003, vol. 95, pp. 186-193.

21. Sorokin A.P., Bogoslovskaya G.P. Metody teplogidravlicheskih raschetov teplovydelyayushchih sborok aktivnoj zony bystryh reaktorov [Methods of thermohydraulic calculation of fuel assemblies of the core of fast reactors]. *Teploenergetika*. 1997, no. 3, pp. 21-26.

22. Kazachkovskij O.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V. e.a. Metod sosredotochennyh parametrov v zadache o temperaturnom pole v formoizmenennyh TVS bystryh reaktorov s neadiabaticeskimi granichnymi usloviyami. [Lumped parameters method in the problem of the temperature field in form-changing fuel assemblies of fast reactors with non-adiabatic boundary conditions.]. Preprint SSC RF-IPPE-1972. Obninsk, SSC RF-IPPE. 1985. (in Russian)

23. Kazachkovskij O.D., Sorokin A.P., Zhukov A.V., Ushakov P.A., Krivencev V.A., Titov P.A. Stohasticheskie neravnomernosti temperaturnyh polej v formoizmenennyh TVS bystryh reaktorov. [Stochastic unevenness of temperature fields in form-changing fuel assemblies of fast reactors.]. Preprint SSC RF-IPPE-1678. Obninsk, SSC RF-IPPE. 1985. (in Russian)

24. Kazachkovskij O.D., Zhukov A.V., Sorokin A.P., Matyuhin N.M. Temperaturnye polya v formoizmenennyh TVS bystryh reaktorov [Temperature fields in form-changing fuel assemblies of fast reactors]. *Atomnaya energiya*. 1988, vol. 65, no. 2, pp. 89-97.

25. Zhukov A.V., Matyuhin N.M., Sorokin A.P. Teplogidravlicheskie karakteristiki model'nyh TVS reaktorov pri chastichnoj blokirovke prohodnogo secheniya (tvely s provolochnymi navivkami) [Thermal-hydraulic characteristics of model FAs reactors in partial blocking the flow cross section (fuel elements with wire windings)]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 1997, no. 5, pp. 65-73.

26. Kuzina J.A., Sorokin A.P., Zhukov A.V. Numerical simulation of fuel assembly thermohydraulics of reactors with blockages. Hydrodynamics and heat transfer in reactor components cooled by liquid coolant in single/two-phase. – IAEA, TWG-FR/125, Vienna, Austria. 2005, pp. 461-480.

27. Ushakov P.A., Yur'ev Yu.S., Kolmakov A.P. Polya skorosti, davleniya i temperatury v kassetah tvelov bystryh reaktorov pri blokirovanii prohodnogo secheniya. Teploobmen-IV. [Fields of velocity, pressure and temperature in the fast reactor fuel elements tapes while blocking the flow cross section. Heat transfer-IV.]. Minsk: ITMO AN BSSR Publ. – 1980, vol.

8, pp. 180-191.

28. Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Sorokin A.P., Leonov V.N., Smirnov V.P., Sila-Novickij A.G. Eksperimental'nye issledovaniya teploperedachi v aktivnoj zone reaktora BREST-OD-300 na modelyah so svincovym ohlazhdeniem [Experimental study of heat transfer in the reactor BREST-OD-300 to lead-cooled models]. *Teploenergetika*. 2002, no. 3, pp. 2–10.

29. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Efanov A.D., Kuzina Yu.A. Temperaturnye rezhimy tvelov korabel'nyh yadernyh ustanovok s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem [Temperature regimes of ship fuel elements of nuclear facilities with liquid cooling]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2007, no. 1, pp. 56–68.

30. Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Sorokin A.P. O nekotoryh podhodah po izucheniyu vliyaniya peremennogo energovydeleniya na teplootdachu i temperaturnye polya tvelov reaktorov. [Some approaches to study the effects of variable energy on the heat transfer and temperature fields of fuel rods reactors.]. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Ser. Fizika yadernyh reaktorov*, 2008, iss. 3 *Dinamika i bezopasnost' yadernyh energeti-cheskih ustanovok*, pp. 21-29.

31. Zhukov A.V., Kuzina Yu.A., Sorokin A.P. Analiz benchmark-eksperimenta po gidravlike i teploobmenu v sborke imitatorov tvelov s zhidkometallicheskim ohlazhdeniem [Analysis of the benchmark experiment on heat transfer and hydraulic assembly fuel rod simulators with liquid cooling]. *Atomnaya energiya*. 2005, vol. 99, no. 5, pp. 336-348.

32. Mitenkov F.M., Golovko V.F., Ushakov P.A., Yur'ev Yu.S. *Proektirovanie teploobmennyyh apparatov AES* [NPP design of heat exchangers]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1988.

33. Poplavsky V.M., Efanov A.D., Zhukov A.V., Sorokin A.P., Yuriev Yu.S. Thermohydraulics of sodium cooled reactors. Report on the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), December 7-9, 2009. Kyoto, Japan. 06-28P. 12 p.

34. Zaryugin D.G., Kalyakin S.G., Opanasenko A.N., Sorokin A.P. Issledovaniya stratifikatsii teplonositelya i pul'sacij temperatury v yadernyh energeticheskikh ustanovkakh [Research stratification and coolant temperature fluctuations in nuclear power facilities]. *Teploenergetika*. 2013, no. 3, pp. 1-10.

35. Zaryugin D.G., Leskin S.T., Opanasenko A.N., Sorokin A.P. Raschetno-eksperimental'nye issledovaniya teplogidravlicheskih harakteristik v bace bystrogo reaktora na integral'noj modeli SARH v razlichnyh rezhimakh raboty ustanovki [Computational and experimental studies of the thermal and hydraulic characteristics in tank of fast reactor by the integral model of automatic shutdown cooling in various modes]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2013, no. 2, pp. 96-104.

36. Zhukov A.V., Sorokin A.P., Kuzina Yu.A. Avarijnoe rasholazhivanie bystryh reaktorov estestvennoj konvekciej [Emergency cooling of fast reactors by natural convection]. *Teploenergetika*. 2013, no. 5, pp. 42-51.

37. Gabrianovich B.N., Del'nov V.N. Gidrodinamicheskie neravnomernosti teplonositelya na vhode v aktivnuyu zonu yadernogo reaktora, obuslovlennyye kollektornym efektom [Hydrodynamic coolant irregularities inlet of the nuclear reactor core due to the effect of the collector]. *Atomnaya energiya*. 2011, no. 3, pp. 177-180.

38. Gabrianovich B.N., Del'nov V.N. Gidrodinamika kollektornyh sistem yadernyh energeticheskikh ustanovok [Hydrodynamics of collecting systems nuclear power facilities]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2007, no. 1, pp. 113-121.

39. Grabezhnaya V.A., Grachev N.S., Miheev A.S. Parogenerator BN-600: eksperimental'nye raboty v obosnovanie teplogidravliki parogeneratorsa. Doklad na rossijsko-francuzskom soveshchanii po tehnologii bystryh reaktorov. [Experimental works for justification of thermal-hydraulic characteristics of steam generator BN-600. Report on the Russian-French meeting on fast reactor technology.], 13-17 may 2013. Obninsk, SSC RF-IPPE.

40. Kirillov P.L., Grabezhnaya V.A. O vliyanii sposoba obogreva na kriticheskiy teplovoj potok [On the influence of heating method on the critical heat flux]. *Atomnaya energiya*. 1981, vol. 51, iss. 4 (10), pp. 225-227.

41. Zenkevich B.A., Peskov O.L., Sapankevich A.P. Krizis teplootdachi v potoke kipyashchej vody v trubah. V kn.: Krizis teploobmena pri kipenii v kanalah [Crisis heat flow in the boiling water in the tubes]. Crisis on boiling heat transfer in the channels. Obninsk: SSC RF-IPPE, 1974, pp. 72-99. (in Russian)
42. Rekomendacii po raschetu krizisa teplootdachi pri kipenii vody v kruglyh trubah. [Recommendations for calculation of heat transfer crisis during boiling of water in circular tubes.]. Moskow, IVT AN SSSR, 1980. Preprint 1-57. (in Russian)
43. Zenkevich B.A., Kalinin Yu.A., Remizov O.V., Subbotin V.I. O vliyanii neravnomernogo raspredeleniya teplovogo potoka po dline trubyy na krizis teplootdachi. [On the influence of the uneven distribution of heat flow along the pipe to heat transfer crisis.]. Preprint SSC RF-IPPE-150. Obninsk, SSC RF-IPPE, 1969. (in Russian)
44. Sergeev V.V., Gonin A.I. Dispersed Flow Film Boiling Heat Transfer in Channels with Spacer Elements. Working Material: Thermo hydraulic Relationships for Advanced Water Cooled Reactors. Report of the Third Research Coordination Meeting for the Coordinated Research Programme on Advanced Water Cooled Reactors Held at IPPE, Obninsk, Russia, October 6–12, 1997. IAEA, Vienna, Austria, 1998. pp. 222-228.
45. Grachev N.S., Ivashkevich A.A., Prohorova V.A., Fetisov M.N. O termicheskoj neravnovesnosti parovodyanogo potoka [About nonequilibrium thermal steam and water flow]. *Teplofizika vysokih temperatur*. 1974, vol. XII, no. 3, pp. 680-681.
46. Grachev N.S., Kirillov P.L., Prohorova V.A. Eksperimental'noe issledovanie teploobmena v parogeneriruyushchej trube s vnutrennim orebreniem [Experimental study of heat transfer in the steam generating pipe with internal ribbing]. *Teplofizika vysokih temperatur*. 1976, vol. XV, no. 6., pp. 1234-1240.
47. Grabezhnaya V.A., Miheev A.S., Kryukov A.E. Ispytaniya modeli parogeneratora BREST pri rabote na chastichnyh i puskovyh parametroh. Nauchno-tehnicheskij sbornik «Itogi nauchno-tehnicheskoy deyatel'nosti Instituta yadernyh reaktorov i teplofiziki za 2012 god». [Test model steam generator BREST at work on partial and starting parameters. Scientific and technical collection «The results of scientific and technological activities of the Institute of Nuclear and Thermal Physics in 2012»]. Obninsk, SSC RF-IPPE. 2013, pp. 131-142. (in Russian)
48. Efanov A.D., Kalyakin S.G., Sorokin A.P. Teplofizicheskie issledovaniya v obosnovanie proektov i bezopasnosti yadernyh reaktorov novogo pokoleniya [Thermophysical investigations to support projects and safety of a new generation of nuclear reactors]. *Atomnaya energiya*. 2012, vol. 112, no. 1, pp. 36-39.
49. Subbotin V.I., Sorokin D.N., Ovechkin D.M., Kudryavcev A.P. *Teploobmen pri kipenii metallov v usloviyah estestvennoj konvekcii* [Boiling heat transfer of metals under conditions of natural convection]. Moskow, Nauka Publ. 1969.
50. Kirillov P.L. *Teploobmen zhidkih metallov v kruglyh trubah (odnofaznyj i dvuhfaznyj potoki)*. Diss. dokt. tekhn. nauk [Heat exchange of liquid metals in circular pipes (single-phase and two-phase flows). Dr. tech. sci. diss.]. Moskow, 1968, 246 p.
51. Sorokin A.P., Efanov A.D, Ivanov E.F. e.a. Raschetno-eksperimental'nye issledovaniya uslovij ustojchivogo teploobmena pri vozniknovenii kipeniya zhidkogo metalla v rezhime avariynogo rasholazhivaniya bystrogo reaktora [Calculation and experimental study of the conditions of sustainable heat transfer occurs when the boiling liquid metal in the emergency cooling mode fast reactor]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 1999, no. 2, pp. 59-70.
52. Sorokin A.P., Efanov A.D., Ivanov E.F. e.a. Teploobmen pri kipenii zhidkogo metalla v rezhime avariynogo rasholazhivaniya bystrogo reaktora [Heat exchange on boiling liquid metal at emergency cooling mode fast reactor]. *Atomnaya energiya*. 1999, vol. 87, no. 5, pp. 337-342.
53. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F. e.a. Issledovaniya teploobmena i ustojchivosti kipeniya zhidkometallicheskogo teplonosatelya v konture estestvennoj cirkulyacii [Investigation of heat transfer and stability of boiling liquid metal coolant circuit of natural

circulation]. *Teploenergetika*. 2003, no. 3, pp. 20-26.

54. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F., Bogoslovskaya G.P., Ivanov V.V., Volkov A.D., Sorokin G.A., Zueva I.R., Fedosova M.A. Teploobmen pri kipeanii zhidkogo metalla v sisteme parallel'nyh kanalov v rezhime estestvennoj konvekcii [Heat exchange on boiling liquid metal in the system of parallel channels at the natural convection mode]. *Teploenergetika*. 2007, no. 3, pp. 43-51.

55. Sorokin G.A., Ninokata H., Sorokin A.P., Endo H., Ivanov E.F. Experimental and Numerical Study of Liquefied Metal Boiling in the System of Parallel Bundles under Natural Circulation Conditions. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2006, vol. 43, no 6, pp. 623-634.

56. Sorokin G.A., Ninokata H., Endo H. e.a. Eksperimental'noe i raschetnoe modelirovanie teploobmena pri kipeanii zhidkogo metalla v sisteme parallel'nyh teplovydelyayushchih sborok v rezhime estestvennoj konvekcii [Experimental and numerical modeling of heat exchange during boiling of liquid metal in system of parallel fuel assemblies at natural convection mode]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2005, no. 4, pp. 92-106.

57. Portyanov A.G., Portyanov G.A., Serdun' E.N., Sorokin A.P. Razrabotka passivnyh ustrojstv avarijnoj zashchity bystryh reaktorov s natrievym teplonositelem. Sb. dokl. mezhotraslevoj konferencii «Teplofizika-2005». [Development of passive devices of emergency protection of fast reactors with sodium coolant. Proceedings interdisciplinary conference «Thermophysics-2005»]. Nov. 16-18, 2005. Obninsk, SSC RF-IPPE. 2006, 14 p. (in Russian)

58. Portyanov A.G., Serdun' E.N., Sorokin A.P., Egorov V.S., Shkarovskij D.A. Passivnye ustrojstva ostanovki reaktorov: klassifikaciya harakteristik i ocenka stepeni sovershenstva [Passive devices for stopping reactors: classification of characteristics and evaluation of perfection]. *Atomnaya energiya*. 1998, vol. 84, no. 5, p. 394-398.

59. Portyanov A.G., Serdun' E.N., Sorokin A.P., Egorov V.S., Mal'cev V.G. Razrabotka i izuchenie harakteristik passivnogo ustrojstva ostanova bystrogo reaktora [Development and study of the characteristics of passive device for stopping fast reactor]. *Atomnaya energiya*. 1999, vol. 86, no. 1, pp. 77-81.

60. Efanov A.D., Kolmakov A.P., Kulikov B.I., Lozhkin V.V. Pomet'ko R.S., Smirnov A.M. Teplofizicheskie aspekty povysheniya energonapryazhennosti sborok v reaktorah WWER. Sb. tez. i dokl. IV Mezhdunarodnoj nauchno-tehnicheskoy konferencii «Obespechenie bezopasnosti AES s WWER». [Thermophysical aspects of increasing power density assemblies in a WWER. Proceedings of the IV International Scientific and Technical Conference «Safety Assurance of NPP with WWER»]. Podol'sk, 23-25 may 2005, p. 55. (in Russian)

61. Bezrukov Yu.A., Astahov V.I., Brantov V.G. e.a. Eksperimental'nye issledovaniya i statisticheskij analiz dannyh po krizisu teploobmena v puchkah sterzhnej dlya reaktora WWER [Experimental studies and statistical analysis of the data of crisis of heat exchange in rod bundles WWER]. *Teploenergetika*. 1976, no. 2, pp. 80-82.

62. Efanov A.D., Kalyakin S.G., Pomet'ko R.S., Selivanov Yu.F. Perspektivy i puti ispol'zovaniya reshetok – intensivatorov teploobmena v TVS WWER. Nauchno-tehnicheskaya konferenciya «Yadernoe toplivo novogo pokoleniya dlya AES. Rezul'taty razrabotki, opyt ekspluatatsii i napravleniya razvitiya» (NTK-2010). [Perspectives and ways of using lattices – intensifiers of heat exchange in FAs of WWER. Scientific and Technical Conference «Nuclear fuel for a new generation of nuclear power plants. Results of the development, operating experience and development trend» (STC-2010)]. Moscow, OAO «VNIINM», Nov. 17-19, 2010. 10 p. (in Russian)

63. Asmolov V.G., Blinkov V.N., Melihov O.I., Efanov A.D., Sorokin A.P., Strizhov V.F. Problemy teplomassoperenosa i bezopasnosti v proektah AES novogo pokoleniya. Sb. dokl. na rasshirennom zasedanii NTS Rosatoma: «Orientirovannye fundamental'nye issledovaniya v obespechenie innovacionnyh yadernyh tehnologij». [Heat and mass transfer problems and security projects in a new generation of nuclear power plants. Proceedings at the enlarged meeting of the Scientific and Technical Council of Rosatom: «Oriented basic research in the provision of innovative nuclear technology»]. Moscow, 28 sept. 2007. Moscow, FGUP «CNIIATOMINFORM». 2007. pp. 55-78. (in Russian)

64. Berkovich V.M., Korshunov A.S., Taranov G.S. e.a. Razrabotka i obosnovanie tehnologii udaleniya nekondensiruyushchihsya gazov dlya obespecheniya rabotosposobnosti sistem passivnogo otvoda tepla. [Development and validation of technology removing non-condensable gases to ensure efficiency of passive heat removal systems.]. *Atomnaya energiya*. 2006, vol. 100, no. 1, pp. 13-19.
65. Remizov O.V., Morozov A.V., Tsyganok A.A., Kalyakin D.S., Berkovich V.M., Peresadko V.G., Taranov G.S. Experimental Study on Novovoronezh NPP-2 Steam Generator Model Condensation Power in the Event of the Beyond Design Basis Accident. Proceedings of 2010 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 10). San Diego, CA USA, June 13-17, 2010. Paper 10101.
66. Luk'yanov A.A., Zajcev A.A., Popova T.V. e.a. Issledovaniya v obosnovanie vodorodnoj bezopasnosti RU novogo pokoleniya, predtestovyy analiz s ispol'zovaniem koda KUPOL-M eksperimentov na ustanovkah TOSQAN, VTSTRA, PANDA v ramkah proekta ERCOSAM-SAMARA. Nauchno-tehnicheskij sbornik «Itogi nauchno-tehnicheskoy deyatel'nosti Instituta yadernyh reaktorov i teplofiziki za 2011 god». [Studies in support of the hydrogen-safety for reactor facilities of a new generation, using code KUPOL-M for pre-test analysis of experiments at TOSQAN, VTSTRA, PANDA in project ERCOSAM-SAMARA. Scientific and technical collection «The results of scientific and technological activities of the Institute of Nuclear and Thermal Physics in 2011»]. Obrninsk, SSC RF-IPPE. 2012, pp. 259-288. (in Russian)
67. Kirillov P.L. Vodoohlazhdaemye reaktory na vode sverhkriticheskikh parametrov [Water-cooled reactors at supercritical parameters of water]. *Teploenergetika*. 2008, no. 5, pp. 2-5.
68. Pomet'ko R.S., Opanasenko A.N., Shelegov A.S. Teploobmen pri sverhkriticheskikh parametroh teplonositelya v puchke sterzhnej [Heat exchange at supercritical parameters of coolant in beam of rods]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 2, pp. 142-150.
69. Grabezhnaya V.A., Kirillov P.L. Heat Transfer at Supercritical Pressures and Deterioration Boundaries. Eleventh International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-11). Avignon, France. October 2-6, 2005.
70. Bogoslovskaya G.P., Kirillov P.L., Sorokin A.P. Programma MIF teplogidravliches-kogo rascheta aktivnoj zony reaktora, ohlazhdaemogo vodoj pri sverhkriticheskom davlenii [Program «MIF» for thermal-hydraulic calculations of the reactor core with water-cooling at supercritical pressure]. *Teploenergetika*. 2009, no. 3, pp. 34-37.

## Authors

Rackov Valery Ivanovich, Research Supervisor of the State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Dr. Sci. (Engineering), Professor, Corresponding member of the Russian Academy of Science.  
E-mail: vrachkov@ippe.ru

Efanov Alexander Dmitrievich, Main Researcher of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics, SSC RF-IPPE, Dr. Sci. (Engineering).  
E-mail: efanov@ippe.ru

Zhukov Albert Vladimirovich, Leading Researcher of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics, SSC RF-IPPE, Dr. Sci. (Engineering).

Sorokin Alexander Pavlovich, Deputy Director of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics, SSC RF-IPPE, Dr. Sci. (Engineering).  
E-mail: sorokin@ippe.ru

Kalyakin Sergey Georgievich, The First Deputy General Director on Science – Director of Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics, SSC RF-IPPE, Dr. Sci. (Engineering).  
E-mail: kalyakin@ippe.ru

## БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ И ПРОБЛЕМА ЯДЕРНОГО НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

**Е.Н. Аврорин \***, **А.Н. Чебесков \*\***

\* *РФЯЦ-ВНИИТФ им. Е.И. Забабахина, г. Снежинск*

\*\* *ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



Рост числа стран, желающих использовать ядерную энергию, и расширение географии размещения АЭС может привести к увеличению риска распространения в связи с тем, что лидеры некоторых стран захотят приобрести или разработать чувствительные ядерные технологии. Определенный риск распространения через технологии и материалы ядерной энергетики нельзя исключить полностью. В ядерном топливном цикле находится огромное количество ядерных материалов, в том числе делящихся – многие сотни и тысячи тонн. Проблема ОЯТ с плутонием в нем, особенно для новичков и стран с небольшой программой ядерной энергетики, также ведет к увеличению риска распространения, включая возрастающий риск возможных акций со стороны субнациональных и террористических организаций из-за распространения ядерных технологий и материалов при их ненадлежащей защите в этих странах.

Для тепловых реакторов обогащение урана является обязательным элементом для производства топлива. При длительном хранении ОЯТ тепловых реакторов в открытом топливном цикле, который реализуется сегодня, возрастает риск распространения из-за ослабления радиационного барьера со временем и возможным несанкционированным изъятием этого топлива государством-пролифератором, и его хищением криминальными и террористическими элементами.

Для быстрых реакторов, запускаемых и работающих на плутониевом топливе, не требуется технологии обогащения урана. В замкнутом топливном цикле не предусматривается длительное хранение ОЯТ. Постепенное замещение тепловых реакторов быстрыми в связи с дефицитом природного урана создает предпосылки для постепенного отказа от обогащения урана. Хотя страны, имеющие небольшую программу развития ядерной энергетики и, следовательно, небольшое количество блоков, будут продолжительное время эксплуатировать тепловые реакторы, для которых необходима технология обогащения урана.

Создание на основе гражданского плутония ядерного оружия с более простой конструкцией «пушечного типа» практически невозможно из-за высокого нейтронного фона такого плутония. Однако это не исключает попыток изготовления примитивного ЯВУ группой террористов.

При запуске быстрых реакторов на урановом топливе с последующим переходом на плутониевое топливо будут использоваться обе чувствительные технологии: обогащение урана и переработка ОЯТ (с выделением плутония). В этом случае плутоний с небольшим содержанием высших изотопов будет образовываться не только в бланкете, но и в активной зоне реактора в значительных количествах.

Рассматриваются различные технологические и институциональные подходы к решению проблемы бланкетов быстрых реакторов с точки зрения обеспечения надежного режима ядерного нераспространения.



**Ключевые слова:** ядерный топливный цикл, нераспространение ядерного оружия, делящиеся материалы, быстрые реакторы, тепловые реакторы, плутоний, обогащенный уран.

## **ВВЕДЕНИЕ**

За более чем 50 лет своего существования мировая ядерная энергетика прошла большой путь в своем развитии и получила широкое географическое распространение. И все же основные ядерные технологии, хотя и претерпели за это время определенные изменения в сторону их усовершенствования, остаются наследием военной деятельности и требуют пристального внимания по обеспечению режима нераспространения.

Развитие системы атомной энергетике и ее инфраструктуры с наличием в системе большого количества делящихся материалов создает мотивы или предпосылки, при которых мирный материал ядерного топливного цикла (ЯТЦ) может быть переключен на создание ядерного оружия (ЯО) либо похищен с целью создания ядерных взрывных устройств (ЯВУ).

Решение администрации Президента США Картера от 1978 г. по отказу от переработки ОЯТ и свертыванию работ по быстрым реакторам-бридерам под предлогом риска ядерного распространения при использовании плутония в быстрых реакторах нанесло большой вред развитию этой технологии в США, равно как и в некоторых других странах. Кроме того (в основном, благодаря США), в мире сформировалось негативное мнение о быстрых реакторах и их ЯТЦ как наиболее опасных с точки зрения ядерного нераспространения. Вместе с тем в этом решении администрации Картера ничего не говорилось об опасности распространения за счет технологии обогащения урана. По-видимому, это произошло оттого, что в то время в США были неудачи с разработкой центрифужной технологии обогащения, да и сами центрифуги американской конструкции представляли собой довольно громоздкие сооружения высотой до 12 м. А продемонстрированная в то время газо-диффузионная технология была реализована на предприятиях, представляющих собой огромные сооружения, потребляющие большое количество электроэнергии и воды. Например, завод в Падьюке в штате Кентукки производительностью ~7 млн. ЕРР/г., пущенный в 1954 г., потреблял 22 млрд. кВт·ч в год, а расход охлаждающей воды для этого завода превышал в несколько раз расход воды водопроводной сети Нью-Йорка [1].

Естественно было тогда вообразить, что такой объект невозможно «спрятать» для тайного производства обогащенного урана. Успехи центрифужной технологии, особенно в СССР, небольшие размеры центрифуг – до одного метра высотой, снижение в несколько раз потребления электроэнергии и воды выявили определенный риск возможности организации скрытого производства высокообогащенного урана.

## **ПОСТАНОВКА ПРОБЛЕМЫ**

### **Существующие определения ядерного нераспространения**

Одно из первых определений понятия «распространение» появилось в публикации американских ученых П. Сильвеннойнена и Дж. Вира в 1986 г.: «The development of the material and technical resources required for the production of nuclear explosives in countries that now do not have such a capability» – «Разработка материалов и технических ресурсов, требующихся для производства ядерных взрывных устройств в странах, которые не имеют сейчас такой способности» [2].

Позже понятие «нераспространение» было конкретизировано применительно к ядерным энергетическим системам. Так в международном проекте ИНПРО дается

следующее определение «нераспространению» или «защищенности от распространения» ядерной энергетической системы: «Защищенность от распространения (устойчивость к распространению) определяется как характеристика ядерной энергосистемы, которая затрудняет (препятствует) переключение или незаявленное производство ядерного материала, или незаявленное использование технологии государствами, направленные на обладание ядерным оружием или другими ядерными взрывными устройствами» [3].

В Международном Форуме «Поколение – IV» принято практически точно такое же определение «защищенности от распространения», как и в ИНПРО: «Сопrotивляемость распространению есть такая характеристика ядерно-энергетической системы, которая затрудняет (препятствует) переключение или незаявленное производство ядерного материала или незаявленное использование технологии государством-владельцем для того, чтобы обладать ядерным оружием или другими ядерными взрывными устройствами». Это определение в Международном Форуме «Поколение – IV» используется совместно с понятием «физическая защита»: «Физическая защита есть такая характеристика ядерно-энергетической системы, которая затрудняет (препятствует) хищение материалов, пригодных для ядерных взрывных или радиационных рассеивающих устройств, а также акты саботажа установок и транспорта субнациональными организациями и другими не принадлежащими к государству-владельцу противниками» [4].

Как видно из сравнения приведенных определений «нераспространения», в обоих международных проектах речь идет о распространении на государственном уровне. При этом в Международном Форуме «Поколение – IV» специальное внимание обращается также и на физическую защиту по предотвращению актов ядерного терроризма, которые могут быть совершены субнациональными организациями и группировками, не принадлежащими к государству-владельцу.

#### **Возможные пути распространения через ЯТЦ**

Ядерная энергетика – не единственный путь к созданию ядерного оружия; в то же время под прикрытием ядерной энергетики пороговым государствам возможно проще осуществить скрытое создание ядерного оружия.

Исходные делящиеся материалы ЯТЦ могут быть переработаны в подходящие для использования в оружии на государственном уровне или похищены субнациональными или криминальными группами.

На государственном уровне возможны следующие шаги в направлении создания ядерного оружия:

- использование ядерных технологий, установок и материалов ядерной энергетике для скрытой военной программы;
- использование знаний и опыта специалистов ядерной энергетике для параллельной скрытой военной программы;
- выход из ДНЯО и прямое использование технологий, установок и материалов ЯТЦ для военных целей.

На субнациональном (террористическом) уровне – хищение ядерных материалов с предприятий ЯТЦ для создания примитивного ЯВУ или «грязной бомбы».

#### **Возможное увеличение риска распространения в современных условиях**

До аварии в Японии в марте 2011 г. на АЭС Фукусима-Даиичи примерно 40 стран заявляли о своем желании использовать ядерную энергию в мирных целях. Несмотря на аварию в Японии число таких стран остается значительным, и по прогнозным оценкам примерно 15–20 стран будут иметь первые ядерные энергетические блоки на своей территории к 2030 г. [5].

Рост числа стран, желающих использовать ядерную энергию, и расширение гео-

графии размещения АЭС может привести к увеличению риска распространения в связи с тем, что лидеры некоторых стран могут захотеть приобрести или разработать чувствительные ядерные технологии.

В последнее время в связи с интенсивной деятельностью Ирана в направлении обогащения урана у некоторых стран возникают подозрения, что Иран стремится к разработке ядерного оружия. Не останавливаясь на обоснованности этих подозрений следует отметить, что некоторые страны, соседствующие с Ираном, также озабочены этим вопросом. В частности, британская газета The Guardian сообщает 30 июня 2011 г., что Саудовская Аравия предупредила НАТО, что будет добиваться получения ядерного оружия, если его создаст Иран [6]. В этой связи можно предположить, что создание ядерного оружия Ираном может вызвать «цепную реакцию» в странах-соседах по приобретению (созданию) такого оружия и, как результат, появление целого ряда пороговых стран.

Де-факто появление ядерного оружия у Индии и Пакистана, испытания ядерных устройств в Северной Корее и бессилие мирового сообщества предотвратить эти действия служит примером для других неустойчивых режимов по обладанию ядерным оружием. По-видимому, Договор о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО) нуждается в значительной модернизации, чтобы странам было невыгодно и политически, и экономически приобретать или разрабатывать ядерное оружие. Необходимо также разработать международный механизм компенсаций за отказ от разработки или овладения ядерным оружием.

Для стран-новичков, вступающих на путь использования ядерной энергии, важной дилеммой будет выбор: либо создавать собственную инфраструктуру ядерной энергетики, в частности, по обращению с ОЯТ, либо пользоваться услугами других стран, которые имеют такую развитую инфраструктуру. Проблема с ОЯТ и плутонием в нем, особенно для новичков и стран с небольшой программой ядерной энергетики, также ведет к увеличению риска распространения, включая возрастающий риск возможных акций со стороны субнациональных и террористических организаций из-за распространения ядерных технологий и материалов при их ненадлежащей защите в этих странах.

### **ДЕЛЯЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Определенный риск распространения через технологии и материалы ядерной энергетики нельзя исключить полностью. В ядерном топливном цикле находится огромное количество ядерных материалов, в том числе делящихся – многие сотни и тысячи тонн. Для изготовления одной ядерной бомбы достаточно десятков килограммов и менее.

Хотя уран и плутоний могут быть использованы для производства ядерной взрывчатки, между ними существует принципиальное различие с точки зрения снижения риска распространения. Оно заключается в том, что высокообогащенный уран может быть «механически» разбавлен низкообогащенным или природным ураном с потерей его способности к цепной реакции деления. Восстановить эту способность у разбавленного урана можно только используя технологию и оборудование для его обогащения, доступ к которым весьма ограничен. Возможность же отделения плутония от других элементов, с которыми он может быть смешан, гораздо проще, т.к. для этого потребуется только химическая очистка.

С другой стороны, если сравнить ядерно-физические свойства урана и плутония, то оказывается, что плутоний в отличие от урана обладает определенными свойствами самозащищенности, которые могут затруднить создание ЯВУ. К таким свойствам относятся собственный нейтронный фон, тепловыделение, ра-

диоактивность. Конечно, проявление этих свойств зависит от содержания определенных изотопов в плутонии. Обогащенный уран также обладает подобными свойствами, но они на порядки слабее, чем у плутония, поэтому не могут оказывать сколько-нибудь заметного влияния на создание ЯВУ.

Представляется также очевидным, что в отличие от намерений террористических групп государство-пролифератор заинтересовано в создании «хорошего» ядерного оружия, т.е. оружия значительной разрушительной силы. Для создания такого оружия из урана требуется технология его обогащения (либо наработка урана-233 из тория) и относительно простая конструкция ЯВУ «пушечного типа». В связи с этим проблема нераспространения ядерного оружия с использованием технологии обогащения урана приобретает особую остроту.

При использовании плутония для этой цели годится плутоний определенного качества и довольно сложный дизайн взрывного устройства по типу имплозии. При этом, однако, нельзя заведомо отрицать, что гражданский плутоний также не является целью государства-пролифератора.

### **ОСОБЕННОСТИ БЫСТРЫХ И ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРОВ В ОБЛАСТИ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ**

Две технологии, разработанные в период создания первых образцов ядерного оружия, – обогащение урана и переработка облученного топлива с выделением плутония – являются в настоящее время наиболее чувствительными технологиями ядерной энергетики, которыми обладают ограниченное число стран. Разумно предположить, что увеличение числа стран, обладающих этими технологиями, ведет к увеличению риска распространения ядерного оружия.

Для тепловых реакторов технология обогащения урана является необходимой в производстве топлива. При длительном хранении отработавшего топлива тепловых реакторов в открытом топливном цикле, который реализуется сегодня, возрастает риск распространения из-за ослабления радиационного барьера со временем, возможного несанкционированного изъятия этого топлива государством-пролифератором и его хищения террористической группой.

Для быстрых реакторов, запускаемых и работающих на смешанном уран-плутониевом топливе, не требуется применения технологии обогащения урана. В замкнутом топливном цикле не предусматривается длительное хранение отработавшего топлива. С учетом сравнительно небольшой технологической выдержки после выгрузки из реактора это топливо будет направляться на переработку. Постепенное замещение тепловых реакторов быстрыми в связи с дефицитом природного урана создает предпосылки для постепенного отказа от обогащения урана. Хотя страны, имеющие небольшую программу развития ядерной энергетики и, следовательно, небольшое количество блоков, будут продолжительное время эксплуатировать тепловые реакторы, для которых необходима технология обогащения урана.

Создание на основе гражданского плутония ядерного оружия с более простой конструкцией «пушечного типа» практически невозможно из-за высокого нейтронного фона такого плутония. Однако это не исключает попыток изготовления примитивного ЯВУ группой террористов.

Для конструкции «имплозийного типа» требуется высокоразвитая технология, тестовые испытания отдельных компонентов ЯВУ (например, взрывчатых линз) и работоспособности самого устройства. Представляется, что это может осуществить только государство-пролифератор и то при условии достаточно развитой технологической и промышленной инфраструктуры в стране.

### Запуск и работа быстрых реакторов на плутонии

Еще на заре атомной энергетике Э. Ферми выдвинул идею, что первые быстрые реакторы будут запускаться на плутонии, который будет нарабатываться в тепловых реакторах мирной ядерной энергетике (гражданский плутоний). В гражданском плутонии наблюдается высокое содержание его четных изотопов, дающих значительный нейтронный фон. Высокое содержание плутония-238 приводит к достаточно большому тепловыделению, а распад плутония-241 – к проблемам радиационного характера.

Облученное в быстром реакторе топливо, изготовленное на основе гражданского плутония, будет содержать плутоний, изотопный состав которого принципиально не отличается от изотопного состава исходного плутония в свежем топливе.

Вообще говоря, изотопный состав плутония, выгружаемого из реакторов различных типов и поступающего во внешний топливный цикл системы ядерной энергетике, будет изменяться во времени, достигая в пределе некоторого равновесного состава. Равновесный состав плутония в системе будет определяться исходя из количественного соотношения быстрых и тепловых реакторов в системе, а также из условий смешивания нарабатываемого плутония.

Расчеты, проведенные на примере модели быстрого реактора типа БН-800, дали результаты, представленные в табл. 1.

Таблица 1

#### Изменение изотопного состава плутония в быстром реакторе

Изотопный состав плутония, % Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242		Равновесный состав плутония, % Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242
Загружаемый в реактор	Выгружаемый из реактора	
100/0/0/0	89,2/10,5/0,3/0,02	59,3/31,4/5,7/3,6
60/25/10,9/4,1	58,7/28,4/8,1/4,8	49,1/35,9/7,9/7,1
55/20,8/17,8/5,9	57,5/24,3/11,1/7,1	53,2/33,0/7,3/6,5
43,2/38,8/10,3/7,7	43,8/38,8/9,2/8,2	45,5/37,9/7,9/8,7
41/40/8/11	41/40/8/11	41/40/8/11

Таким образом, при запуске и работе быстрых реакторов на плутониевом топливе в активной зоне образуется плутоний довольно плохого качества с точки зрения использования его в ядерном оружии.

Совсем другое дело обстоит с быстрыми реакторами, которые имеют внешние зоны воспроизводства – бланкеты. Известно, что в бланкетах быстрых реакторов накапливается плутоний, по изотопному составу близкий к оружейному [7]. Это представляет определенный риск распространения, т.к. такой плутоний, имеющий небольшое содержание высших изотопов и плутония-238, может фактически без дополнительной переработки использоваться в ядерном оружии.

Наряду с институциональными мерами возможны следующие технологические решения этой проблемы:

- совместное обращение и переработка отработавших ТВС активной зоны и облученных сборок бланкета;
- невыделение чистого плутония при переработке ОЯТ и сборок бланкета, например, выделяется смесь состоящая из 50% урана и 50% плутония;
- отказ от бланкета в проектах быстрых реакторах, которые проектируются в экспортном исполнении для поставки в страны, не имеющие ядерного оружия;
- организация международных центров по оказанию услуг в области ЯТЦ.

При экспортных поставках АЭС с быстрыми реакторами необходим полный и безусловный возврат в страну поставщика отработавших ТВС активной зоны, равно как и облученных сборок бланкета. Для этого потребуются детальный мониторинг их облучения в реакторе, постоянный контроль нахождения в бассейне выдержки, контроль возврата в страну поставщика или в международный центр по оказанию услуг ядерного топливного цикла.

Отказ от бланкета в быстром реакторе, с одной стороны, устраняет возможность наработки плутония по изотопному составу, близкому к оружейному, с другой – приводит к снижению коэффициента воспроизводства быстрого реактора и в результате – к потере того дополнительного плутония, который мог бы использоваться для дальнейшего наращивания мощностей как быстрых, так и тепловых реакторов.

### Запуск быстрых реакторов на обогащенном уране

Ранее уже отмечалось, что в открытом топливном цикле наибольший риск представляют распространение технологии обогащения урана и долговременное хранение отработавшего ядерного топлива. В замкнутом ядерном топливном цикле наибольший риск распространения имеет место на стадии временного хранения выделенного плутония, изготовления свежего плутониевого топлива и транспортировки свежих ТВС на АЭС. При использовании технологии невыделения чистого плутония при переработке ОЯТ этот риск значительно снижается. Ограниченное время промежуточного хранения отработавших ТВС и нахождения плутоний-содержащих материалов на всех этапах переработки представляет собой минимальный риск. При этом, как уже отмечалось, своевременная переработка ОЯТ в ЗЯТЦ исключает риск долгосрочного хранения ОЯТ.

В настоящее время в России исследуется вариант запуска быстрых реакторов на обогащенном уране с постепенным переходом на смешанное уран-плутониевое топливо с использованием собственного плутония. Такой вариант позволяет быстрым реакторам быть независимыми от наличия плутония тепловых реакторов и не испытывать возможных проблем ввода, связанных с ограничениями по топливу на основе плутония.

При запуске быстрых реакторов на урановом топливе с последующим переходом на смешанное уран-плутониевое будут использоваться обе чувствительные технологии: обогащение урана и переработка отработавшего топлива. В этом случае плутоний с небольшим содержанием высших изотопов будет образовываться не только в бланкете, но и в активной зоне реактора в значительно больших количествах.

В таблице 2 приведены изотопные составы плутония, который нарабатывается в урановом топливе активной зоны быстрых реакторов БН и БРЕСТ, полученные на основе оценок из предварительных расчетов [8,9].

Таблица 2

### Изотопный состав плутония в отработавшем урановом топливе быстрых реакторов

Тип реактора	Выгорание топлива	Изотопный состав плутония, %				
		Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Оружейный Pu [6]	–	0.012	93.8	5.8	0.35	0.022
БН-1200 с UO <sub>2</sub>	Кампания 5 лет	0.4	91.8	7.7	0.3	0.02
БРЕСТ-1200 с UN	Кампания 5 лет	0.1	95.5	4.3	0.1	0.003

Как видно из таблицы, содержание плутония-239 и высших изотопов весьма близко к таковому для оружейного плутония за исключением плутония-238, содер-

жание которого примерно в 10 раз выше для реактора БРЕСТ и примерно в 40 раз выше для реактора БН по сравнению с оружейным плутонием.

Плутоний-238 является основным источником тепловыделения в плутонии. Детальный анализ температур для различных моделей ядерных взрывных устройств с использованием гражданского плутония провел известный немецкий ученый Г. Кесслер. Результаты его последних исследований вошли в монографию, опубликованную в 2011 г. [10].

Профессор Кесслер разработал, пользуясь только открытыми источниками информации, подробную схему ядерного взрывного устройства и проанализировал механизм передачи тепла от плутония, содержащегося в ядерном заряде к взрывным линзам для четырех вариантов использования гражданского плутония с различным содержанием плутония-238 (табл. 3).

Таблица 3

**Варианты с различным содержанием плутония-238, проанализированные Кесслером**

	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 4
Содержание Pu-238 в гражданском плутонии, %	1.8	3.6	7	6.2
Тепловыделение в ядерном заряде, кВт	0.12	0.24	0.46	0.40

В первом варианте рассматривается использование во взрывных линзах химической взрывчатки баратол или «состав В», которые применялись в первых образцах ядерного оружия. Эти типы взрывчатки имеют сравнительно невысокую температуру плавления – не выше ~80 °С, при достижении которой разрушается конструкция взрывных линз.

Во втором варианте рассматривается использование современной химической взрывчатки с более высокими теплопроводностью и точкой плавления, способной выдержать высокие температуры без потери своих свойств. Такие взрывчатки, как DATB, HMX, PBX 9011, PBX 9404, PBX 9407, PBX, сохраняют работоспособность до ~190 °С, а некоторые из них до ~250 °С и даже выше.

По результатам проведенных исследований с использованием современных прецизионных расчетных кодов делается вывод о том, что для охлаждения таких устройств (варианты 1 и 2) не требуется применения специальных мер; охлаждение будет происходить естественным способом за счет излучения тепла и конвекции воздуха. Используемая в этих устройствах химическая взрывчатка сохраняет свои свойства.

В третьем варианте рассматривается возможность сохранения работоспособности изделия за счет принудительного охлаждения ядерного заряда жидким гелием.

В четвертом варианте также можно сохранить работоспособность изделия за счет помещения во взрывчатые линзы стержней, изготовленных из материала с высокой теплопроводностью [7].

Основной вывод, который делает профессор Кесслер по результатам проведенных исследований, заключается в том, что плутоний, в котором содержание плутония-238 превышает приведенные выше величины, может рассматриваться как самозащищенный с точки зрения распространения. Таким образом, при использовании в ЯВУ устаревших образцов химической взрывчатки можно допустить содержание плутония-238 в плутониевом заряде до 1.8% без каких-либо ухищрений по принудительному охлаждению. При использовании современных взрывчатых веществ содержание плутония-238 в плутониевом заряде может достигать 3.6% также без применения каких-либо мер по принудительному охлаждению. Следует

отметить, что примерно такие концентрации плутония-238 достигаются в урановом ОЯТ легководных реакторов при глубинах выгорания 33 и 60 Гвт-сут/т.

Таким образом, повышенное содержание плутония-238 в отработавшем топливе быстрых реакторов, запускаемых на уране, не может рассматриваться в качестве технологического барьера при использовании такого плутония в ядерном оружии.

### ОБОГАЩЕНИЕ УРАНА И ПРОБЛЕМА ЯДЕРНОГО НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

В связи с разработкой варианта старта быстрых реакторов на урановом топливе были проведены исследования по проблеме ядерного нераспространения, которые позволили сделать основной вывод: государство-пролифератор, получивший технологию обогащения тем или иным путем, будет стремиться осуществить свои замыслы по обладанию ядерным оружием за счет наработки урана с достаточно высоким обогащением, так как требуется

- сравнительно небольшое количество делящегося материала, что ведет к более «быстрому» устройству, и, как правило, к большему выходу энергии при взрыве;
- меньшее количество исходного материала – природного урана;
- меньшее количество работы разделения (ЕРР);
- меньше времени.

Для оценки пригодности делящегося материала для изготовления ЯО или примитивного ЯВУ вводится понятие или фактор *привлекательности материала*. Это понятие является важной составной частью существующих методологий, которые используются для оценки сопротивляемости ЯТЦ коммерческих АЭС переключению или хищению ядерных материалов [11]. Функция привлекательности обогащенного урана имеет вид

$$A(x) = \text{mod}[1.8 \cdot (2x - 1) \cdot \ln[x/(1-x)] - 0.90].$$

Подставляя значения обогащения урана  $x$ , получим соответствующие значения привлекательности. На рисунке 1 представлен график функции  $A(x)$ .

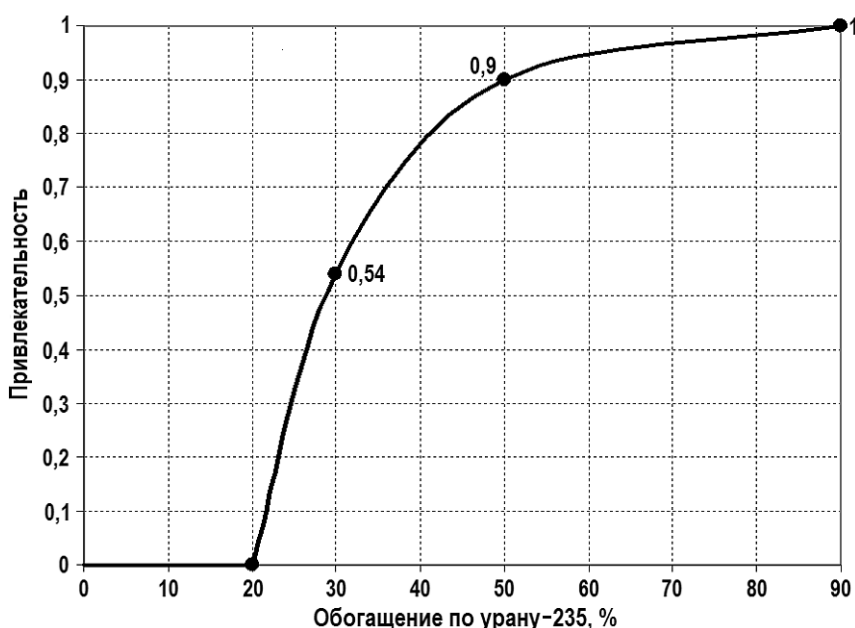


Рис. 1. Функция привлекательности обогащенного урана



Если же вместо природного урана в качестве исходного материала используется топливо ядерных реакторов, то наработка ВОУ будет осуществляться при меньших количествах исходного материала, ЕРР и за меньшее время.

В таблице 4 представлены некоторые сравнительные оценки для наработки 25 кг урана 90%-го обогащения, если при этом в качестве исходного сырья используется свежее топливо тепловых реакторов (ТР) и быстрых реакторов (БР) на основе урана. В этих оценках принято 0.2% урана-235 в отвалах обогатительного производства.

Таблица 4

#### Количество исходного материала и ЕРР для наработки ВОУ

	Исходный материал для получения ВОУ			
	Природный уран	Урановое топливо ТР	Урановое топливо БР	
	0.711% уран-235	4% уран-235	15% уран-235	20% уран-235
Масса исходного материала	4.4 т	590 кг	150 кг	110 кг
Количество ЕРР	$5.7 \cdot 10^3$	$1.8 \cdot 10^3$	750	500

Видно, что использование топлива ядерных реакторов в качестве исходного сырья для получения ВОУ значительно уменьшает требуемое количество исходного материала и количество ЕРР, что выражается в существенном сокращении времени наработки. При использовании топлива ядерных энергетических реакторов по существу будет достаточно одной – двух ТВС, чтобы иметь исходный материал для наработки ВОУ одного значимого количества (приблизительное количество ядерного материала, для которого нельзя исключить возможность изготовления ядерного взрывного устройства; при обогащении урана-235 более или равно 20% это составляет 25 кг урана-235 [12]).

Поскольку потенциальный пролифератор, как представляется, не будет сильно экономить на затратах по производству ВОУ, он может допустить значительно большее содержание урана-235 в хвостах обогатительного производства, что ведет к уменьшению количества необходимых ЕРР, а следовательно, сокращает время наработки ВОУ, но, с другой стороны, это ведет к увеличению количества исходного материала.

Таким образом, можно предположить, что при поставках обогащенного уранового ядерного топлива в другие страны существует потенциальный риск, что это топливо может быть использовано в качестве исходного материала для получения высокообогащенного урана.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для быстрых реакторов, запускаемых и работающих на смешанном уран-плутониевом топливе, не требуется применения технологии обогащения урана. В замкнутом топливном цикле не предусматривается длительное хранение отработавшего топлива.

Настало время снять с быстрых реакторов незаслуженно навешенный им ранее ярлык как наиболее опасных установок с точки зрения проблемы нераспространения. До сих пор весь оружейный плутоний в мире был произведен в тепловых реакторах, и нет достоверной информации, что сколько-нибудь значительное его количество было произведено в быстрых реакторах.

### **Литература**

1. *Синев Н.М., Батуров Б.Б.* Экономика атомной энергетики. Основы технологии и экономики ядерного топлива. – М.: Атомиздат, 1980.
2. *Silvennoinen P., Vira J.* Quantifying Relative Proliferation Risk from Nuclear Fuel Cycles. Prog. In Nucl. En. 17(3), p. 231, 1986.
3. Methodology for the Assessment of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles. Report of Phase 1B (first part) of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO). IAEA-TECDOC-1434, December 2004, p. 133.
4. Generation-IV International Forum «A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems», GIF-002-00, USDOE, December 2002.
5. *Avrorin E.N., Chebeskov A.N.* «Fast reactors and nuclear nonproliferation». International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13), Paris, France, 4-7 March 2013.
6. Интернет-ресурс: <http://www.newsru.com>, 30 июня 2011 г.
7. *Mark J. Carson.* Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. Science and Global Security 4, pp. 111–128, 1993.
8. *Смирнов В.С., Уманский А.А.* Старт быстрых реакторов на обогащенном уране. // Бюллетень по атомной энергии. – №8, – 2008. – С. 26 – 31.
9. *Андреева К.А., Маленкин Д.Н., Малышева И.В.* Разработка и выбор моделей для анализа топливного цикла БН при использовании для стартовой загрузки обогащенного урана с последующим переходом в бридерный режим. / XXII Межведомственный семинар «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики – Нейтроника-2011», Россия, Обнинск, 25–28 октября 2011 г.
10. *Kessler G.* Proliferation-Proof Uranium/Plutonium Fuel Cycles. Safeguards and Non-Proliferation. KIT Scientific Publishing, ISBN 978-3-86644-614-4, p. 372, 2011.
11. *Krakowski R.A.* Review of Approaches for Quantitative Assessment of the Risks and Resistance to Nuclear Proliferation from the Civilian Nuclear Fuel Cycle. LA-UR-01-0169, January 2001.
12. IAEA Safeguards Glossary. International Nuclear Verification Series No. 3. 2001 Edition.

Поступила в редакцию 06.12.2013 г.

### **Авторы**

Аврорин Евгений Николаевич, почетный руководитель РФЯЦ-ВНИИТФ им. Е.И. Забабахина, академик РАН.  
E-mail: eavrorin@gmail.com

Чебесков Александр Николаевич, главный научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.  
E-mail: chebes@ippe.ru

УДК 621.039.5

## FAST REACTORS AND PROBLEM OF NUCLEAR NON-PROLIFERATION

Avrorin E.N.<sup>a</sup>, Chebeskov A. N.<sup>b</sup>

<sup>a</sup> Russian Federal Nuclear Center – Research Institute of Technical Physics named after academician E.L. Zababakhin, Snezhinsk, Chelyabinsk reg., Russia

<sup>b</sup> State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A. I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

The growing number of countries wishing to use nuclear energy, and expansion of the NPPs geography may increase the risk of nuclear weapons proliferation, given that the leaders of some countries may be willing to purchase or develop sensitive nuclear technologies. A certain risk of proliferation by means of nuclear power technologies and materials cannot be excluded completely. In the nuclear fuel cycle there is a large amount of nuclear materials, including fissile ones – many hundreds of thousands of tons. The problem of spent nuclear fuel and plutonium in it, especially for nuclear power newcomers and countries with small nuclear power program also increases the risk of proliferation, including increasing risk of possible actions by the sub-national and terrorist organizations because of spread of nuclear technologies and materials at insufficient measures on their protection in these countries.

For thermal reactors, uranium enrichment is an indispensable element needed to produce the fuel. For long-term storage of spent nuclear fuel in thermal reactors open fuel cycle, which is being implemented today, the risk of proliferation due to the weakening of the radiation barrier over time is increasing as well as possible unauthorized removal of the fuel by proliferator state and its theft by criminal and terrorist elements. For start-up of fast reactors with plutonium fuel, uranium enrichment is not required. Long-term storage of spent nuclear fuel is not envisaged in a fast reactor closed fuel cycle. Gradual replacement of thermal reactors by fast reactors, due to the shortage of natural uranium, creates prerequisites for phasing out uranium enrichment. However, countries with small nuclear power program and, therefore having a limited number of nuclear power units will exploit thermal reactors for a long time, which requires uranium enrichment.

Making nuclear weapons from civil plutonium using a simple “gun-type” design is almost impossible because of high neutron background of this kind of plutonium. However, this does not preclude a group of terrorists from attempting to manufacture a primitive nuclear explosive device. In case of start-up of fast reactors using uranium fuel with subsequent transition to plutonium fuel both sensitive technologies, i.e. uranium enrichment and spent fuel reprocessing (with plutonium separation) will be needed and used. In this case, plutonium with little content of higher isotopes will be bred not only in the blanket, but also in the reactor core in much larger quantities.

The paper deals with various technological and institutional approaches to solve the problem of fast reactor blankets as far as provision of reliable nuclear non-proliferation regime.

**Key words:** nuclear fuel cycle, non-proliferation of nuclear weapons, fissile materials, plutonium, enriched uranium, fast reactors, and thermal reactors.

### REFERENCES

1. Sinev N.M., Baturov B.B. *Ekonomika atomnoj energetiki. Osnovy tehnologii i ekonomiki yadernogo topliva* [Economics of Nuclear Power. Fundamentals of technology and

- economics of nuclear fuel]. Moscow, Atomizdat Publ. 1980.
2. Silvennoinen P., Vira J. Quantifying Relative Proliferation Risk from Nuclear Fuel Cycles. *Prog. In Nucl. En.* 1986, vol. 17, no. 3, p. 231.
  3. Methodology for the Assessment of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles. Report of Phase 1B (first part) of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO). IAEA-TECDOC-1434, December 2004, p. 133.
  4. Generation-IV International Forum «A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems», GIF-002-00, USDOE, December 2002.
  5. Avrorin E.N., Chebeskov A.N. «Fast reactors and nuclear nonproliferation». International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13), Paris, France, 4-7 March 2013.
  6. Available at: <http://www.newsru.com> (Jun. 30, 2011.)
  7. Mark J. Carson. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. *Science and Global Security* 4, pp. 111–128, 1993.
  8. Smirnov V.S., Umanskij A.A. Start bystryh reaktorov na obogashchennom urane. [Start fast reactor with enriched uranium.]. *Byulleten' po atomnoj energii.* 2008, no. 8, pp. 26–31.
  9. Andreeva K.A., Malenkin D.N., Malysheva I.V. Razrabotka i vybor modelej dlya analiza toplivnogo cikla BN pri ispol'zovanii dlya startovoj zagruzki obogashchennogo urana s posleduyushchim perehodom v bridernyj rezhim. XXII Mezhhvedomstvennyj seminar «Nejtronno-fizicheskie problemy atomnoj energetiki – Nejtronika-2011» [Development and selection of models for the analysis of fuel cycle using the BN for the starting load of enriched uranium with a subsequent transition to the breeder mode. XXII Interagency Seminar «Neutron-physical problems of nuclear energy – Neutronika-2011»]. Russia, Obninsk, Oct. 25–28 2011. (in Russian)
  10. Kessler G. Proliferation-Proof Uranium/Plutonium Fuel Cycles. Safeguards and Non-Proliferation. KIT Scientific Publishing, ISBN 978-3-86644-614-4, p. 372, 2011.
  11. Krakowski R.A. Review of Approaches for Quantitative Assessment of the Risks and Resistance to Nuclear Proliferation from the Civilian Nuclear Fuel Cycle. LA-UR-01-0169, January 2001.
  12. IAEA Safeguards Glossary. International Nuclear Verification Series no. 3. 2001 Edition.

## Authors

Avrorin Evgenij Nikolaevich, Honorable Research Supervisor, RFNC-RITP, Academician of Russian Academy of Science.  
E-mail: [eavrorin@gmail.com](mailto:eavrorin@gmail.com).

Chebeskov Aleksandr Nikolaevich, Principal Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE», Dr. Sci. (Engineering),  
E-mail: [chebes@ippe.ru](mailto:chebes@ippe.ru).

## ПОДГОТОВКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА АР-1 И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ МОДЕЛИ К ПРОВЕДЕНИЮ ИССЛЕДОВАНИЙ КИПЕНИЯ НАТРИЯ В МОДЕЛИ ТВС В ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Р.Р. Хафизов, Ю.М. Ашурко, А.В. Волков, Е.Ф. Иванов,  
В.В. Привезенцев, А.П. Сорокин, В.В. Кумской  
*ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*



Кипение натриевого теплоносителя в активной зоне быстрого реактора является аварийным режимом эксплуатации энергетической установки. В случае вскипания теплоносителя конструкция активной зоны и технические характеристики установки в целом должны обеспечивать стабильный отвод тепла от твэлов кипящим теплоносителем. Таким образом, должно обеспечиваться такое развитие аварийной ситуации, связанной с кипением щелочного теплоносителя, при которой исключены возможность расплавления оболочек твэлов и разрушение активной зоны, а также обеспечен запас времени, необходимый для перевода реактора в нормальный режим эксплуатации. Одной из наиболее опасных аварийных ситуаций, связанных с возможным вскипанием жидкометаллического теплоносителя в активной зоне, является авария типа ULOF (Unprotected Loss of Flow). При такой аварии предполагается аварийное отключение электропитания всех циркуляционных насосов энергетической установки и одновременно с этим постулируется отказ всех органов аварийной защиты реактора.

Для анализа и обоснования безопасности перспективных реакторных установок на быстрых нейтронах, проверки некоторых конструктивных решений, получения данных для верификации расчетных кодов в ГНЦ РФ-ФЭИ проводится подготовка к проведению серии экспериментов по изучению теплообмена при возникновении режимов с кипением натриевого теплоносителя в модельных ТВС активной зоны. Эксперименты являются частью программы по созданию единого расчетно-экспериментального комплекса, который позволит с высокой точностью определять необходимые режимы и условия работы как для действующих, так и для проектируемых ядерных энергетических установок. В статье на примере аварии ULOF кратко рассмотрен аварийный режим работы быстрого реактора с натриевым теплоносителем, связанный с вскипанием жидкого металла в канале с ТВС. Затронут вопрос об экспериментальных исследованиях, необходимых для верификации математических моделей процесса течения двухфазного теплоносителя, заложенных в коде COREMELT. Приведена информация по экспериментальной установке, подготавливаемой для проведения экспериментов с кипением натрия в модели ТВС. Описана система регистрации и автоматической обработки экспериментальных данных.

**Ключевые слова:** быстрый реактор, активная зона, натрий, натриевый пустотный эффект реактивности, авария, кипение, экспериментальные исследования, модель ТВС, программа исследований.

## **ВВЕДЕНИЕ**

Крупные аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд», Чернобыльской и «Фукусима» являются показателем того, что обеспечение надежной и безопасной работы АЭС является важнейшей задачей уже на ранних этапах проектирования энергоблока с ядерным реактором. Будущее ядерной энергетики всецело зависит от обеспечения безопасной работы ЯЭУ в любых ситуациях как при воздействии техногенных или проявлении человеческих факторов, так и в условиях природных катаклизмов [1, 2]. Соответственно, принятые конструктивные решения перспективных реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем должны исключать последствия возникновения опасных ситуаций, которые могут привести к вскипанию теплоносителя в активной зоне быстрого реактора и далее к развитию тяжелой аварии [3].

Одной из наиболее опасных ситуаций является одновременное прекращение энергоснабжения всех главных циркуляционных насосов совместно с отказом органов аварийного останова реактора – авария типа ULOF. Кипение теплоносителя в случае такой аварийной ситуации может возникнуть как по всему объему активной зоны, так и в отдельных каналах ТВС. В первом случае вскипание может быть обусловлено дисбалансом между уровнем мощности, выделяемой в активной зоне, и установившимся расходом теплоносителя, а во втором – вследствие перераспределения расхода теплоносителя между отдельными каналами. В случае вскипания теплоносителя технические характеристики активной зоны и установки в целом должны обеспечивать стабильный отвод тепла от твэлов кипящим теплоносителем. Таким образом, конструкция активной зоны реакторной установки должна обеспечивать такое развитие аварийной ситуации ULOF, при котором исключена возможность расплавления оболочек твэлов и разрушение активной зоны, а также обеспечен запас времени для перевода реактора в безопасное состояние. Должны быть предусмотрены возможности по управлению развитием аварийной ситуации типа ULOF.

Экспериментальные исследования процесса теплообмена при кипении натрия в модельных ТВС быстрых реакторов в 70-х – 80-х гг. прошлого столетия проведены в Японии, Германии, США, Франции и Англии [4–13], в конце 1990-х и начале 2000-х гг. с использованием эвтектического натрий-калиевого сплава – в России в ГНЦ РФ-ФЭИ [14–16].

Для анализа и обоснования безопасности перспективных реакторных установок на быстрых нейтронах, проверки некоторых конструктивных решений, получения данных для верификации расчетного кода COREMELT [17] в ГНЦ РФ – ФЭИ проводится подготовка к проведению серии экспериментов по изучению теплообмена при возникновении режимов с кипением натриевого теплоносителя в модельных ТВС активной зоны. Эксперименты являются частью программы по созданию единого расчетно-экспериментального комплекса, который позволит с высокой точностью определять необходимые режимы и условия работы как для действующих, так и для проектируемых ядерных энергетических установок.

## **РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ АВАРИИ ULOF**

Первым этапом данной программы являются предварительные расчетные исследования аварии ULOF в перспективном быстром реакторе при помощи расчетного кода COREMELT. Результаты предварительного расчетного анализа безопасности перспективного реактора на быстрых нейтронах [18] говорят о возникновении кипения натриевого теплоносителя в активной зоне реактора в случае наступления аварии типа ULOF. Анализ показывает, что после вскипа-

ния натриевого теплоносителя часть его удаляется из верхней части активной зоны в объем натриевой полости, расположенной над активной зоной. Натриевый пустотный эффект реактивности в этой области ТВС отрицателен, что приводит к снижению мощности реактора и уменьшению интенсивности кипения теплоносителя. В результате на фоне общего снижения мощности реактора происходит периодическое вскипание натрия в каналах ТВС и, таким образом, реализуется режим с убывающей амплитудой колебаний мощности, расхода натрия и реактивности (рис. 1).

Такие колебания продолжаются в течение нескольких десятков секунд, но, как показывают расчеты, в некоторых каналах может происходить внезапная потеря устойчивости течения двухфазного потока со снижением расхода до нулевых значений и наступление кризиса теплообмена. При этом в остальных каналах теплоноситель продолжает кипеть в устойчивом режиме со снижением мощности реактора и без наступления кризиса теплообмена. Расчеты показывают, что на скорость снижения мощности реактора существенно влияет величина паросодержания, а снижение мощности приводит к уменьшению температуры твэлов и способствует конденсации паровой фазы. Описанная картина свидетельствует о важности корректного описания режимов течения двухфазного потока натрия.

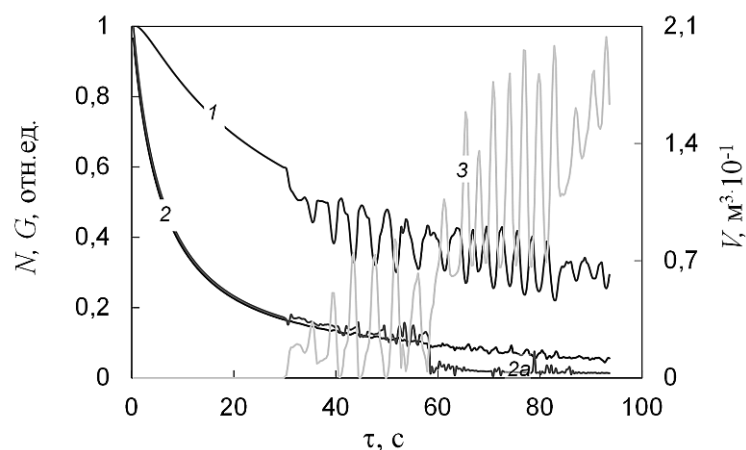


Рис. 1. Изменение во времени относительной мощности (1), расхода теплоносителя первого контура (2), объема паровой фазы (3), связанных с прекращением системного и автономного энергоснабжения с одновременным отказом всех органов аварийного останова реактора на быстрых нейтронах

Результаты ранее выполненных расчетов аварии ULOF в натриевом быстром реакторе большой мощности с помощью кода COREMELT не выявили кризиса теплообмена. Однако карта режимов течения двухфазного потока теплоносителя в области натриевой полости, используемая в коде COREMELT, требует экспериментального подтверждения, так как оказывает существенное влияние на ход протекания аварийного процесса.

Итак, задачами предстоящих экспериментальных исследований являются обнаружение и регистрация вскипания и кипения натриевого теплоносителя в модели ТВС в условиях различных тепловых потоков, изучение влияния на режимы течения двухфазного потока различных конструктивных факторов, например, натриевой полости, расположенной над моделью ТВС, и ее размеров. Кроме того, необходимо подтверждение корректности расчетных результатов модели кипения, используемой в коде COREMELT.

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

В состав экспериментальной установки входят экспериментальный натриевый контур и вспомогательный натрий-калиевый контур [19]. Экспериментальный контур состоит из подъемного участка с расположенной в нем моделью ТВС из семи электрообогреваемых имитаторов твэлов и имитатора верхнего торцевого экрана, дыхательного бака, опускного участка и дополнительного подогревателя на входе в подъемную ветвь. Вспомогательный контур используется для охлаждения теплоносителя натриевого контура. Отвод тепла от натриевого контура осуществляется холодильником дыхательного бака экспериментального участка. Вспомогательный контур включает в себя воздушный теплообменник. Кроме того, оба контура снабжены системами очистки и контроля качества теплоносителя.

Схема экспериментального контура (рис. 2) представляет собой замкнутый контур циркуляции и состоит из экспериментального участка, содержащего модель ТВС с семью электрообогреваемыми имитаторами твэлов, дыхательного бака, опускного трубопровода и подъемного участка с дополнительным подогревателем.

Все трубопроводы, емкости и другие устройства экспериментального контура снабжены электрической системой подогрева для поддержания теплоносителя в жидком состоянии.

Имитатор твэла представляет собой цилиндрическую оболочку с внешним диаметром около 8 мм и длиной около 1000 мм с установленной в нее спиралью из тугоплавкого металла. Пространство между спиралью и оболочкой заполнено электроизоляционной засыпкой. Оболочка состоит из двух коаксиальных труб, изготовленных из жаропрочной стали. Обогреваемая длина имитатора твэла составляет 600 мм.

Для дистанционирования имитаторов твэлов в модельной сборке использована жаростойкая проволока, навитая в два захода на внешнюю поверхность оболочки имитатора с шагом 100 мм. Дистанционирование осуществляется ребром (дистанционирующей проволокой) по внешней поверхности имитатора.

Тепловыделяющая сборка состоит из семи имитаторов твэлов с треугольным шагом и помещена в шестигранный чехол, изготовленный из жаропрочной стали. Относительный шаг решетки  $s/d = 1,125$ . Чехол состоит из двух сваренных между собой желобов, изготовленных из листовой жаропрочной стали толщиной 3 мм. Чехол выполняет функцию корпуса тестовой секции, а его внешняя поверхность должна быть снабжена охранным подогревателем, различными датчиками и заключена в слой теплоизоляции.

В конструкции экспериментальной ТВС предусмотрена модель так называемой натриевой полости, представляющей собой пространство между активной зоной и верхним торцевым экраном. Организована данная полость посредством введения в канал подвижного цилиндрического вытеснителя на расстоянии около полуметра над модельными имитаторами твэлов. Вытеснитель и корпус сборки образуют узкий кольцевой зазор и создают местное сопротивление в выходной части канала, что может оказать существенное негативное влияние на двухфазный поток теплоносителя. В то же время натриевая полость может существенно повысить уровень самозащитенности реакторной установки. Дело в том, что во время вскипания и при продвижении паровой фазы в эту полость увеличивается вклад утечки нейтронов в реактивность – натриевый пустотный эффект реактивности в этой части сборки отрицателен. Данный факт позволяет говорить о том, что в аварийном режиме возможно периодическое вскипание и затухание процесса кипения натрия, и по расчетным данным [20] возможен устойчивый отвод тепла из активной зоны при малых расходах теплоносителя в условиях аварии типа ULOF.

В настоящее время завершены изготовление и монтаж основных узлов экспериментальной установки. Параллельно этим работам была модернизирована электротехническая часть экспериментального стенда AP-1 и приобретено современное измерительное



оборудование. Новое электротехническое оборудование стенда позволит осуществлять автоматическое регулирование температуры различных участков натриевого контура, программно управлять мощностью электрообогреваемых имитаторов твэлов, электромагнитных насосов и системы воздушного охлаждения натрий-калиевого контура.

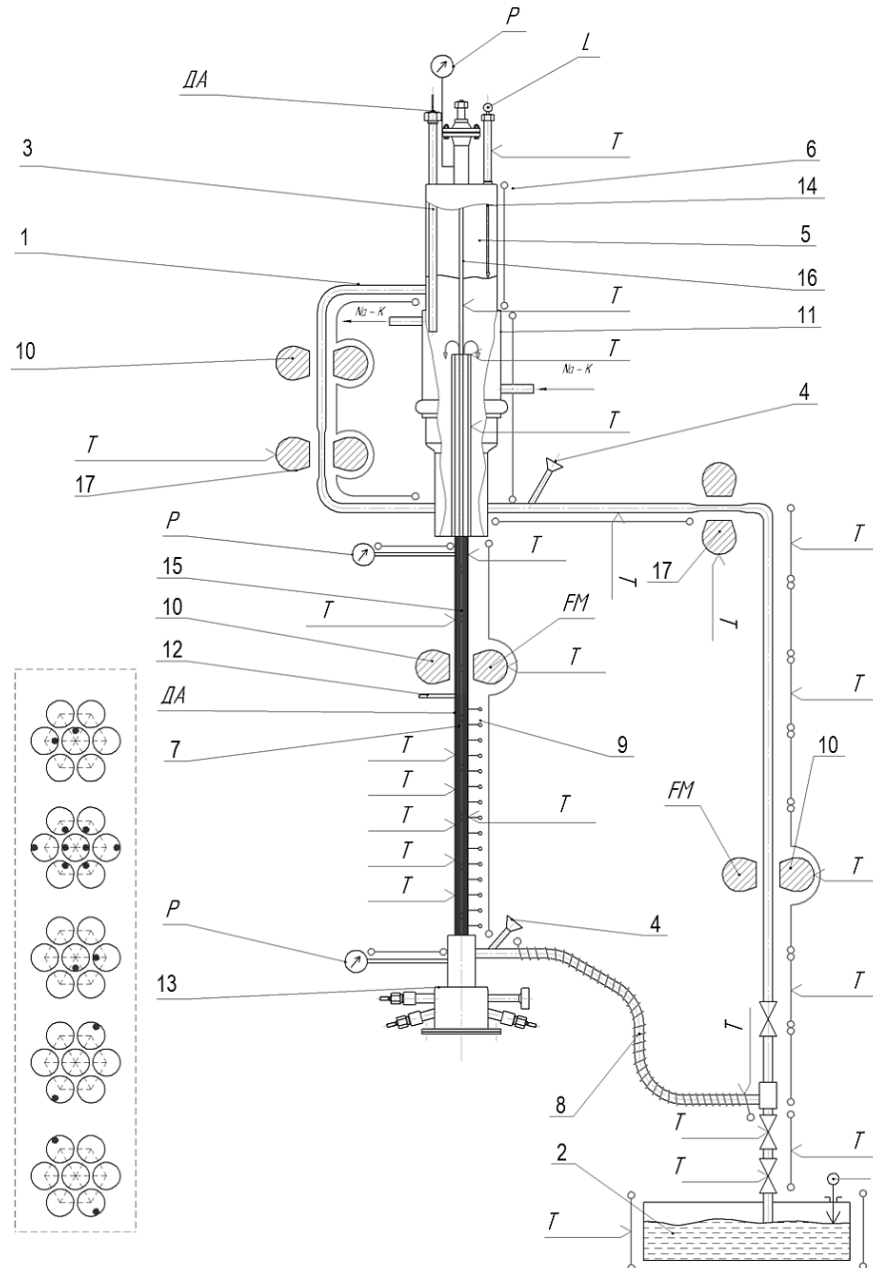


Рис. 2. Схема экспериментального контура: 1 – байпасная линия; 2 – бак с натрием; 3 – акустический датчик; 4 – патрубки для ввода термовар; 5 – газовая подушка; 6 – дыхательный бак с натрием; 7 – участок с моделью ТВС; 8 – дополнительный подогреватель; 9 – отводы потенциометрических датчиков; 10 – магнитные расходомеры; 11 – рубашка-холодильник с натрий-калиевым теплоносителем; 12 – токоподвод; 13 – узел размещения токоподводов имитаторов твэлов; 14 – уровнемер; 15 – область размещения вытеснителя; 16 – штанга вытеснителя; 17 – электромагнитный насос байпасной линии

### **СРЕДСТВА ИЗМЕРЕНИЯ И ОСНОВНЫЕ ИЗМЕРЯЕМЫЕ ПАРАМЕТРЫ**

Сбор и обработка экспериментальных данных будет осуществляться при помощи двух систем. В первую очередь, будет использоваться программно-измерительный комплекс на базе платформы Compact RIO американской компании National Instruments, оснащенной несколькими блоками с двухъядерным процессором 1,33 ГГц и встроенной FPGA. Для связи между отдельными блоками используется стандарт Gigabit Ethernet, запись и хранение информации осуществляется на твердотельный накопитель посредством USB-интерфейса со скоростью передачи данных до 480 Мб/с.

Кроме этого предполагается использование отдельной рабочей станции с модулем сбора данных National Instruments NI 6251 и измерительной системой ADLINK DAQ.

В процессе проведения экспериментальной работы будет производиться измерение следующих технологических параметров:

- электрическая мощность имитаторов твэлов;
- расход и пульсации расхода теплоносителя в модельном контуре;
- давление теплоносителя на входе и выходе модели ТВС, пульсации давления, давление газовой подушки;
- температура стенок имитаторов твэлов в нескольких сечениях по длине участка энерговыделения;
- температура теплоносителя в различных участках контура, в том числе в зоне обогрева;
- регистрация наличия паровой фазы по высоте модели ТВС (потенциометрические датчики);
- акустическая эмиссия.

Визуализация и часть обработки данных будут осуществляться на двух отдельных рабочих станциях с использованием программного пакета NI Developer suite, в который входят средства разработки для создания систем автоматизированного сбора и обработки данных и визуализации процессов, такие как LabView и NI Industrial monitoring, а также средства программирования элементов FPGA системы CompactRIO.

### **ОСНОВНЫЕ ЭТАПЫ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ**

На первом этапе будут проводиться исследования течения двухфазного потока жидкометаллического теплоносителя при умеренных тепловых потоках. В этом случае целью экспериментов является исследование возможности реализации режимов стабилизированного течения двухфазного потока теплоносителя без возникновения кризиса теплообмена применительно к геометрии ТВС перспективных быстрых реакторов, а именно, изучение влияния на процессы кипения теплоносителя натриевой полости ее размеров, а также верхнего торцевого экрана.

Под стабилизацией процесса кипения понимается снижение интенсивности кипения в верхней части активной зоны и организация стабильного отвода тепла двухфазным теплоносителем в условиях естественной и смешанной циркуляции. В 70-х гг. прошлого века во Франции проводились исследования стабилизации кипения на модели ТВС. Анализ результатов этих опытов показывает, что возможность стабильного течения двухфазного потока жидкого металла сильно зависит от конструкции верхней части сборки. Некоторые результаты этих экспериментов говорят о том, что для стабильного кипения жидкометаллического теплоносителя необходимо снижение гидравлического сопротивления сборки в области торцевого экрана и выходной части сборки [19].

На втором этапе предполагается исследование условий возникновения кризиса теплообмена в области энерговыделения в стационарных режимах, а также отработка методики заблаговременной регистрации вскипания натрия при помощи совокупных дан-

ных, регистрируемых имеющейся аппаратурой. Эти эксперименты предполагается проводить в стационарных режимах при постоянных значениях мощности циркуляционного насоса и мощности имитаторов твэлов.

Последний этап исследований будет посвящен исследованию динамических режимов течения двухфазного потока натрия. Он, в основном, направлен на получение данных для верификации модели кипения, заложенной в коде COREMELT, и обоснования самозащищенности активной зоны натриевого быстрого реактора с натриевой полостью. Главная задача исследований на этом этапе состоит в моделировании различных аварийных режимов, в частности, аварии ULOF, и изучении влияния параметров натриевой полости на характер развития аварии.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Результаты расчетных исследований аварии ULOF в натриевом быстром реакторе показывают, что характер режима кипения теплоносителя в активной зоне и, особенно, в натриевой полости, находящейся над активной зоной, оказывает сильное влияние на величину натриевого пустотного эффекта реактивности и соответственно на характер протекания аварийного процесса и его последствия.

В связи с этим требуется экспериментальное исследование влияния параметров натриевой полости на характер режима кипения натриевого теплоносителя как в активной зоне, так и в самой натриевой полости. Для проведения подобных экспериментальных исследований выполнена модернизация имеющегося в ГНЦ РФ-ФЭИ теплогидравлического стенда AP-1.

Результаты экспериментальных исследований позволят выполнить верификацию расчетных кодов, используемых для анализа и обоснования безопасности перспективных быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

### **Литература**

1. *Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В. и др.* Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // *Атомная энергия.* – 2012. – Т. 112. – Вып. 6. – С. 319-330.
2. *Рачков В.И.* Атомная энергетика как важнейший фактор устойчивого развития России в XXI в. // *Энергосбережение и водоподготовка.* – 2006. – №6. – С. 2-4.
3. *Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др.* Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200. // *Атомная энергия.* – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201-205.
4. *Kikuchi Y., Haga K.* Sodium boiling experiments in a 19-pin bundle under loss-of-flow conditions // *Nuclear Engineering and Design.* – 1981. – Vol. 66. – PP. 357-366.
5. *Haga K.* Loss-of-flow experiment in a 37-pin bundle LMFBR fuel assembly // *Nuclear Engineering and Design.* – 1984. – Vol. 82. – PP. 305-318.
6. *Yamaguchi K.* Flow pattern and dryout under sodium boiling conditions at decay power levels // *Nuclear Engineering and Design.* – 1987. – Vol. 99. – PP. 247-263.
7. *Huber F., Kaiser A., Mattes K. and Peppler W.* Steady state and transient sodium boiling experiments in a 37-pin bundle // *Nuclear Engineering and Design.* – 1987. – Vol. 100. – PP. 377-386.
8. *Huber F., Peppler W.* Boiling and dryout behind local blockages in sodium cooled rod bundles // *Nuclear engineering and design.* – 1984. – Vol. 82. – PP. 341-363.
9. *Kaiser A., Peppler W.* Flow rundown experiments in a seven pin bundle // *Nuclear Engineering and Design.* – 1977. – Vol. 43. – PP. 273-283.
10. *Kaiser A., Huber F.* Sodium boiling experiments at low power under natural convection conditions // *Nuclear Engineering and Design.* – 1987. – Vol. 100. – PP. 367-376.
11. *Gnadt P.A., Carbajo J.J., Dearing J.F.* Sodium boiling experiments in the THORS facility // *Nuclear Engineering and Design.* – 1984. – Vol. 82. – PP. 241-280.
12. *Seiler J.M.* Studies on sodium boiling phenomena in out-of-pile rod bundles for various

accidental situations in LMFBR: experiments and interpretations // Nuclear Engineering and Design. – 1984. – Vol. 82. – PP. 227-239.

13. *Gnadt P.A., Carbajo J.J., Dearing J.F.* Sodium boiling experiments in the THORS facility // Nuclear Engineering and Design. – 1984. – Vol. 82. – PP. 241-280.

14. *Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф. и др.* Исследования теплообмена и устойчивости кипения жидкометаллического теплоносителя в контуре естественной циркуляции. // Теплоэнергетика. – 2003. – №3. – С. 20-26.

15. *Sorokin G.A., Ninokata H., Sorokin A.P., Endo H., Ivanov Eu.F.* Numerical Study of Liquid Metal Boiling in the System of Parallel Bundles under Natural Circulation // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2006. – Vol. 43. – N 6. – PP. 623-634.

16. *Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф. и др.* Теплообмен при кипении жидкого металла в системе каналов в режиме естественной циркуляции. // Теплоэнергетика. – 2007. – №3. – С. 43-51.

17. *Волков А.В., Кузнецов И.А.* Усовершенствованная модель кипения натрия для анализа аварий в быстром реакторе. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №2. – С. 101-111.

18. *Поплавский В.М., Матвеев В.И., Кузнецов И.А. и др.* Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора. // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 230-236.

19. *Хафизов Р.Р., Иванов Е.Ф., Привезенцев В.В., Сорокин А.П.* Вопросы экспериментального моделирования процесса кипения натрия в модели ТВС быстрого реактора в аварийных режимах. // Тезисы докладов и сообщений XIV Минского международного форума по тепломассообмену. – Минск: 2012. – Т. 2. – Ч. 1. – С. 374-375.

20. *Seiler J.M., Juhel D., Dufour Ph.* Sodium boiling stabilization in a fast breeder subassembly during an unprotected loss of flow accident. // Nuclear Engineering and Design. – 2010. – Vol. 240. – pp. 3329-3335.

Поступила в редакцию 14.10.2013

## Авторы

Хафизов Руслан Рашитович, инженер-исследователь 2-ой категории, Институт ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРиТ), ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». E-mail: rhafizov@ippe.ru

Ашурко Юрий Михайлович, начальник лаборатории, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук. E-mail: ashurko@ippe.ru

Волков Андрей Викентьевич, ведущий научный сотрудник, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

Иванов Евгений Федорович, ведущий научный сотрудник, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

Привезенцев Виталий Владимирович, начальник лаборатории, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук E-mail: privezentsev@ippe.ru

Сорокин Александр Павлович, заместитель директора ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, E-mail: sorokin@ippe.ru

Кумской Виталий Васильевич, старший научный сотрудник, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

УДК 621.039.526.034+621.039.546.8:536.26

## **AR-1 EXPERIMENTAL MODEL AND FACILITY PREPARATION FOR THE PURPOSE OF EXPERIMENTAL INVESTIGATION OF SODIUM BOILING IN FUEL SUBASSEMBLY MOCKUP FOR NEW GENERATION FAST REACTOR SAFETY JUSTIFICATION**

Khafizov R.R., Ashurko J.M., Volkov A.V., Ivanov E.F., Privezentsev V.V., Sorokin A.P., Kumskoy V.V.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

Sodium coolant boiling in fast reactor core fuel subassemblies is an accidental operating mode of a nuclear power plant (NPP). In case of surge of sodium boiling the reactor core and all NPP technical characteristics must provide stable heat removal from fuel pins surface by means of boiling coolant. Therefore, the design solutions accepted for the reactor core must eliminate any possibilities of cladding melting or core structure damaging and, furthermore, a time reserve should be provided for stabilizing the operational mode.

One of the most vulnerable situations that may lead to coolant boiling in the Liquid metal fast reactor (LMFR) core resulting in a severe accident is an ULOF (Unprotected Loss of Flow) accident implying simultaneous main pumps electric supply failure and emergency shutdown system breakdown.

As part of the program for safety analysis and justification of perspective LMFR, checking some design solutions and obtaining experimental data for computer code verification work is currently underway to prepare sodium boiling experiments at the IPPE. The experiments will be focused on heat exchange analysis inside the fuel subassembly mockup in different sodium boiling regimes. This experimental work is part of the unified calculation-experimental complex developing program which will make possible to accurately determine operation modes for both operating and projected NPP.

The article presents a brief review of the sodium cooled fast reactor accidental operating mode due to coolant boiling in a fuel subassembly channel by the example of ULOF. Also the authors touch upon the issue of experimental investigations required for verification of two-phase liquid metal coolant models included in the COREMELT code. In addition, the article includes some information on preparation of the experimental facility for sodium boiling in fuel a subassembly mockup is provided as well as a description of the experimental data acquisition system.

**Key words:** fast reactor, reactor core, sodium, sodium hollow effect of reactivity, accident, boiling, experimental researches, model of fuel subassembly, program of researches.

### REFERENCES

1. Adamov E.O., Dzhalogvyan A.V., Lopatkin A.V. e.a. Konceptual'nye polozheniya strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii v perspektive do 2100 goda [Conceptual Development Strategy of Russian nuclear power in the run up to 2100]. *Atomnaya energiya*. 2012, vol. 112, no. 6, pp. 319–330.
2. Rachkov V.I. Atomnaya energetika kak vazhnejshij faktor ustojchivogo razvitiya Rossii v XXI v. [Nuclear energy as an important factor for sustainable development of Russia in XXI century]. *Energoberezhenie i vodopodgotovka*. 2006, no. 6, pp. 2–4.
3. Rachkov V.I., Poplavskij V.M., Tsibulya A.M. e.a. koncepciya perspektivnogo energobloka

- s bystrym natrievym reaktorom BN-1200 [Concept of prospective of power unit with fast neutron reactor BN-1200]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, no. 4, pp. 201–205.
4. Kikuchi Y., Haga K. Sodium boiling experiments in a 19-pin bundle under loss-of-flow conditions. *Nuclear Engineering and Design*. 1981, vol. 66, pp. 357–366.
  5. Haga K. Loss-of-flow experiment in a 37-pin bundle LMFBR fuel assembly. *Nuclear Engineering and Design*. 1984, vol. 82, pp. 305–318.
  6. Yamaguchi K. Flow pattern and dryout under sodium boiling conditions at decay power levels. *Nuclear Engineering and Design*. 1987, vol. 99, pp. 247–263.
  7. Huber F., Kaiser A., Mattes K., Pepler W. Steady state and transient sodium boiling experiments in a 37-pin bundle. *Nuclear Engineering and Design*. 1987, vol. 100, pp. 377–386.
  8. Huber F., Pepler W. Boiling and dryout behind local blockages in sodium cooled rod bundles. *Nuclear engineering and design*. 1984, vol. 82, pp. 341–363.
  9. Kaiser A., Pepler W. Flow rundown experiments in a seven pin bundle. *Nuclear Engineering and Design*. 1977, vol. 43, pp. 273–283.
  10. Kaiser A., Huber F. Sodium boiling experiments at low power under natural convection conditions. *Nuclear Engineering and Design*. 1987, vol. 100, pp. 367–376.
  11. Gnadt P.A., Carbajo J.J., Dearing J.F. Sodium boiling experiments in the THORS facility. *Nuclear Engineering and Design*. 1984, vol. 82, pp. 241–280.
  12. Seiler J.M. Studies on sodium boiling phenomena in out-of-pile rod bundles for various accidental situations in LMFBR: experiments and interpretations. *Nuclear Engineering and Design*. 1984, vol. 82, pp. 227–239.
  13. Gnadt P.A., Carbajo J.J., Dearing J.F. Sodium boiling experiments in the THORS facility. *Nuclear Engineering and Design*. 1984, vol. 82, pp. 241–280.
  14. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F. e.a. Issledovaniya teploobmena i ustojchivosti kipeniya zhidkometallicheskogo teplonositelya v konture estestvennoj cirkulyacii [Investigation of heat transfer and stability of boiling liquid metal coolant in the circuit of natural circulation]. *Teploenergetika*. 2003, no. 3, pp. 20–26.
  15. Sorokin G.A., Ninokata H., Sorokin A.P., Endo H., Ivanov E.F. Numerical Study of Liquid Metal Boiling in the System of Parallel Bundles under Natural Circulation. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2006, vol. 43, no. 6, pp. 623–634.
  16. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F. e.a. Teploobmen pri kipenii zhidkogo metalla v sisteme kanalov v rezhime estestvennoj cirkulyacii [Heat exchange at boiling of liquid metal in the channels system under natural circulation]. *Teploenergetika*. 2007, no. 3, pp. 43–51.
  17. Volkov A.V., Kuznecov I.A. Uovershenstvovannaya model' kipeniya natriya dlya analiza avarij v bystrom reaktore [Improved model of boiling sodium for analysis of accidents in fast reactor]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2006, no. 2, pp. 101–111.
  18. Poplavskij V.M., Matveev V.I., Kuznecov I.A. e.a. Issledovanie vliyaniya natrievogo pustotnogo efekta reaktivnosti na tehniko-ekonomicheskie harakteristiki i bezopasnost' perspektivnogo bystrogo reaktora [Investigation of the influence of the sodium void reactivity effect on the technical and economic characteristics and safety of perspective fast reactor]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, no. 4, pp. 230–236.
  19. Hafizov R.R., Ivanov E.F., Privezencev V.V., Sorokin A.P. Voprosy eksperimental'nogo modelirovaniya processa kipeniya natriya v modeli TVS bystrogo reaktora v avarijnyh rezhimah. Tezisy dokladov i soobschenij XIV Minskogo mezhdunarodnogo foruma po teplomassoobmenu. [Issues of experimental simulation of process boiling of sodium in model fuel assembly of fast reactor at emergency modes. Abstracts and messages XIV Minsk International Forum on Heat and Mass Transfer]. Minsk. 2012, vol. 2, ch. 1, pp. 374–375.
  20. Seiler J.M., Juhel D., Dufour Ph. Sodium boiling stabilization in a fast breeder subassembly during an unprotected loss of flow accident. *Nuclear Engineering and Design*. 2010, vol. 240, pp. 3329–3335.

### Authors

Khafizov Ruslan Rashitovich, Research Engineer (2-nd category), Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics (INR&T), FSUE «SSC RF-IPPE».

E-mail: rkhafizov@ippe.ru

Ashurko Yuriy Mikhaylovich, Head of Laboratory, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: ashurko@ippe.ru

Volkov Andrey Vikent'evich, Leading Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Engineering).

Ivanov Evgeny Fyodorovich, Leading Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Engineering).

Privezentsev Vitalij Vladimirovich, Head of Laboratory, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: privezentsev@ippe.ru

Sorokin Alexandr Pavlovich, Deputy Director, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: sorokin@ippe.ru

Kumskoy Vitaliy Vaslievich, Senior Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE».

## ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ УДЕРЖАНИЯ РАСПЛАВЛЕННОГО ТОПЛИВА В БЫСТРОМ РЕАКТОРЕ ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ

**М.В. Кащеев, Ю.М. Ашурко**

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



Разработана достаточно полная математическая модель для расчетного анализа тяжелых запроектных аварий в быстрых реакторах с натриевым охлаждением. В отличие от существующих моделей разработанная модель позволяет ответить на вопрос о возможности удержания расплавленного топлива в корпусе реактора. Рассматриваемая расчетная область является многосвязной. Математическое моделирование подобластей как пористых тел выполнено с использованием законов сохранения массы, импульса и энергии, записанных в виде уравнений неразрывности, движения и энергии в двумерной цилиндрической системе координат. Решена задача формирования тепловыделяющего слоя на нижнем торцевом экране. Проведено моделирование зон тепловыделяющего слоя. В частности, плавление частиц стали, а затем топлива учтено путем моделирования стоков тепла в тепловыделяющем слое. Получена формула для стоков тепла в зоне с теплообменниками.

Разработанная расчетная модель реализована в виде кода БРУТ. Выполненная верификация его отдельных блоков показала удовлетворительное совпадение результатов расчета с экспериментальными данными и результатами расчетов с использованием аналитических решений. По программе БРУТ выполнен расчет рассматриваемой аварии в реакторе типа БН большой мощности, при которой происходит полное расплавление ТВС в центре активной зоны и частичное расплавление ТВС на ее периферии. Расплавление сборок приводит к образованию двух тепловыделяющих слоев, находящихся на нижней торцевой зоне воспроизводства. Образовавшиеся тепловыделяющие слои разогреваются. Сначала плавится нижняя торцевая зона воспроизводства, а затем происходит медленное плавление коллекторов. После проплавления коллекторов и верхней плиты напорной камеры центральный тепловыделяющий слой перемещается на нижнюю плиту напорной камеры. Фронт плавления останавливается, и тепловыделяющий слой начинает остывать.

Таким образом, в соответствии с результатами расчетного анализа по программе БРУТ при рассмотренной в данной работе аварии расплавленное топливо удерживается в корпусе реактора, не разрушая его.

**Ключевые слова:** быстрый реактор, математическая модель, корпус реактора, тепловыделяющий слой, расплавленное топливо, стоки тепла, тяжелая авария, расчетная область.



## ВВЕДЕНИЕ

При возникновении тяжелых запроектных аварий в быстрых реакторах с натриевым охлаждением возможно расплавление активной зоны (АЗ). Если АЗ реактора полностью или частично расплавлена, дальнейшее развитие аварии может закончиться либо сохранением корпуса реактора или страховочного корпуса, либо проплавлением стенок. Таким образом, возникает проблема удержания расплава в корпусе реактора, т.е. сохранения целостности корпуса реактора. В предлагаемой работе исследуется возможность отвода остаточного энерговыделения в осколках разрушенных твэлов и удержания расплава в корпусе реактора.

Расплавление сборок приводит к образованию тепловыделяющего слоя, расположенного на нижней торцевой зоне воспроизводства. Сформировавшийся тепловыделяющий слой взаимодействует с нижней торцевой зоной воспроизводства и при ее расплавлении – с нижележащими конструкциями.

Для удержания фрагментов разрушенной АЗ и их охлаждения в реакторах типа БН разработано специальное устройство (поддон), выполненное в виде чаши, охватывающей всю напорную камеру реактора. Внутренняя поверхность чаши облицована листами из молибденового сплава.

Математическая модель [1] позволяет ответить на вопрос о возможности удержания расплавленного топлива в корпусе быстрого реактора при тяжелой аварии.

Разработанная математическая модель реализована в программе БРУТ.

## МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ УДЕРЖАНИЯ РАСПЛАВА В КОРПУСЕ БЫСТРОГО РЕАКТОРА В УСЛОВИЯХ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ

Расчетная область является многосвязной. Моделируются тепловыделяющий слой; слой натрия над тепловыделяющим слоем; нижняя торцевая зона воспроизводства; газовая полость; коллекторы; напорная камера; внутрикорпусная защита; теплообменники; слой, содержащий корпус реактора и страховочный корпус; опорный пояс; проводящий слой неразрушившихся ТВС боковой зоны воспроизводства, сборок стальной и борной защиты; устройство для сбора топлива, другие внутриреакторные конструкции.

Математическое моделирование подобластей как пористых тел осуществляется с использованием законов сохранения массы, импульса и энергии, записанных в виде уравнений неразрывности, движения и энергии в двухмерной цилиндрической системе координат, которые решаются с соответствующими краевыми условиями.

Исходная система уравнений сохранения массы, импульса и энергии представлена ниже [2].

Уравнение неразрывности имеет вид

$$\frac{\partial \rho \varepsilon}{\partial \tau} + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \rho v_r r \varepsilon + \frac{\partial}{\partial z} \rho v_z \varepsilon = 0,$$

где  $\rho$  – плотность;  $\varepsilon$  – пористость;  $\tau$  – время;  $v_z, v_r$  – продольная и поперечная компоненты скорости;  $z$  – продольная координата;  $r$  – поперечная координата.

Уравнения движения теплоносителя в пористом теле запишем как

$$\rho \left( \frac{\partial v_z}{\partial \tau} + v_r \frac{\partial v_z}{\partial r} + v_z \frac{\partial v_z}{\partial z} \right) = -\rho g - \frac{\partial p}{\partial z} - A_z^0 \rho |v| v_z + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left[ \mu_{eff} r \left( \frac{\partial v_z}{\partial r} + \frac{\partial v_r}{\partial z} \right) \right] + \frac{\partial}{\partial z} \left[ \mu_{eff} \left( 2 \frac{\partial v_z}{\partial z} - \frac{2}{3} \operatorname{div} \mathbf{v} \right) \right],$$

$$\rho \left( \frac{\partial v_r}{\partial \tau} + b v_r \frac{\partial v_r}{\partial r} + b v_z \frac{\partial v_r}{\partial z} \right) = - \frac{\partial p}{\partial r} - A_r^0 \rho |v| v_r +$$

$$+ \frac{\partial}{\partial r} 2\mu_{eff} \frac{\partial v_r}{\partial r} + \frac{\partial}{\partial z} \left[ \mu_{eff} \left( \frac{\partial v_z}{\partial r} + \frac{\partial v_r}{\partial z} \right) \right] + \frac{1}{r} 2\mu_{eff} \left( \frac{\partial v_r}{\partial r} - \frac{v_r}{r} \right) - \frac{2}{3} \frac{\partial}{\partial r} \mu_{eff} \operatorname{div} \mathbf{v},$$

где  $g$  – ускорение свободного падения;  $p$  – давление;  $A_z^0, A_r^0$  – компоненты тензора объемного сопротивления;  $b$  – коэффициент анизотропии инерционных сил;  $|v|$  – модуль скорости;  $\mu_{eff}$  – эффективный коэффициент динамической вязкости.

Уравнение энергии для теплоносителя в пористом теле

$$\rho c_p \frac{\partial T}{\partial \tau} + \varepsilon \rho c_p \left( v_r \frac{\partial T}{\partial r} + v_z \frac{\partial T}{\partial z} \right) = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( r \lambda_{eff,r} \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left( \lambda_{eff,z} \frac{\partial T}{\partial z} \right) + Q_v + Q,$$

где  $c_p$  – изобарная теплоемкость;  $T$  – температура;  $\lambda_{eff,z}, \lambda_{eff,r}$  – эффективные коэффициенты теплопроводности в продольном и поперечном направлениях соответственно;  $Q_v$  – мощность источников тепла;  $Q$  – источники (стоки) тепла при изменении агрегатного состояния компонентов и стоки тепла в зоне с теплообменниками.

Уравнение нестационарной теплопроводности для твердых тел

$$\rho c_p \frac{\partial T}{\partial \tau} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( r \lambda \frac{\partial T}{\partial r} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left( \lambda \frac{\partial T}{\partial z} \right).$$

Граничные условия традиционны для этой системы уравнений.

Нормальный компонент скорости на верхней поверхности теплоносителя равен нулю.

Для касательного компонента скорости на верхней поверхности теплоносителя имеем условие скольжения.

На оси симметрии для скорости  $v_z$  выполняется условие симметрии, а скорость  $v_r$  равна нулю.

На твердых стенках, а также на поверхности фронта плавления накладывается условие прилипания.

Теплоотдача от верхней поверхности теплоносителя осуществляется излучением и естественной конвекцией газа

$$-\lambda \frac{\partial T}{\partial z} = \alpha (T - T_{out}) + \varepsilon_{eff} \sigma_{SB} (T^4 - T_{out}^4),$$

где  $\alpha$  – коэффициент теплоотдачи;  $T_{out}$  – температура окружающей среды;  $\varepsilon_{eff}$  – приведенная степень черноты;  $\sigma_{SB}$  – постоянная Стефана-Больцмана.

На внешних границах расчетной области также ставится граничное условие третьего рода с учетом излучения для эффективного коэффициента теплопередачи  $k_{eff}$ :

$$-\lambda \frac{\partial T}{\partial N} = k_{eff} (T - T_{out}),$$

где  $N$  – нормаль.

На фронте плавления задается температура плавления стали и записывается условие для определения положения фронта плавления в любой момент времени (условия Стефана)

$$T_1 = T_2 = T_{m,st},$$

$$\varepsilon_{st} \rho_{st} L_{m,eff} \frac{\partial \xi}{\partial \tau} = \lambda_2 \frac{\partial T_2}{\partial r} - \lambda_1 \frac{\partial T_1}{\partial r}, \quad \varepsilon_{st} \rho_{st} L_{m,eff} \frac{\partial \eta}{\partial \tau} = \lambda_2 \frac{\partial T_2}{\partial z} - \lambda_1 \frac{\partial T_1}{\partial z},$$

где  $T_{m,st}$  – температура плавления стали;  $\varepsilon_{st}$  – объемная доля стали;  $\rho_{st}$  – плотность стали;  $L_{m,eff}$  – эффективная теплота плавления;  $\xi$  – поперечная координата точек фронта

плавления;  $\eta$  – продольная координата точек фронта плавления.

Индекс «1» используется для переменных, относящихся к области расплава, индекс «2» – для переменных, относящихся к плавящейся среде.

На оси симметрии выполняется условие симметрии для температуры

$$\frac{\partial T}{\partial r} = 0.$$

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕГО СЛОЯ

**Формирование тепловыделяющего слоя.** Для определения объемной концентрации частиц топлива и стали в теплоносителе используется выражение

$$c = M \cdot (1 - \delta - \delta_0) / (V \cdot \rho),$$

где  $M$  – суммарная масса частиц;  $\rho$  – эффективная плотность;  $V = \pi R^2 (H - h_0)$  – объем, в котором в нулевой момент времени распределены с постоянной концентрацией  $c$  частицы топлива и стали;  $h$  – толщина слоя;  $\delta$  – доля осевших частиц;  $\delta_0$  – доля частиц, не попавших в слой.

При движении ансамбля частиц в жидкости отдельно взятая частица испытывает гидродинамическое воздействие со стороны соседних частиц. В этом случае говорят о стесненном движении частиц. Необходимо учитывать влияние стесненности на коэффициент сопротивления  $C_{\mu}$ . В монографии [3] приведено выражение для коэффициента стесненности  $E$

$$E = (1 - c)^{4,75} \cdot (18 + 0,61 \cdot Ar^{1/2}) / (18 + 0,61 \cdot (Ar \cdot (1 - c)^{4,75})^{1/2}),$$

где  $Ar = gd^3 \cdot (\rho / \rho_f - 1) / \nu_f^2$  – критерий Архимеда для частицы;  $\nu_f$  – коэффициент кинематической вязкости жидкости;  $\rho_f$  – плотность жидкости;  $d$  – диаметр частицы.

Коэффициент сопротивления для стесненного движения частицы равен

$$C_{\mu, \text{con}} = C_{\mu} E^{-2}.$$

**Моделирование зон тепловыделяющего слоя.** Сформировавшийся слой пропитан натрием. В процессе выделения остаточного тепла в топливе слой будет разогреваться, а температура пропитывающего его натрия повышаться. В слое может возникнуть естественная конвекция, которая интенсифицирует процесс теплопередачи. Если тепловыделение превышает возможности теплоотвода, достигается температура кипения натрия и возникает зона кипящего натрия. По мере выкипания натрия появляется осушенная зона. Так как теплопроводность пористого слоя мала, его температура может достигать температуры плавления стали, а затем топлива, в результате образуется зона плавления. С течением времени сталь в слое может закипеть, что приводит к возникновению зоны кипения стали.

Плавление частиц стали и топлива учитывается путем моделирования стоков тепла в тепловыделяющем слое. Согласно работе [4], текущий размер (изменение во времени) крупинки определяется в результате решения задачи Стефана для шара методом Лейбензона. Для затвердевания шара она решена в [5]. При плавлении стали время расплавления крупинки находится по формуле

$$\tau = L_{st} \rho_{st} (\eta - r_0)^2 \cdot (2\eta + r_0) / (6 \lambda_{mix} (T_{mix} - T_{m, st}) r_0),$$

где  $L_{st}$  – теплота плавления стали;  $\eta$  – координата точек фронта плавления крупинки;

$r_0$  – начальный радиус крупинки;  $\lambda_{mix}$  – коэффициент теплопроводности смеси;  $T_{mix}$  – температура смеси.

### УЧЕТ ПРОЦЕССОВ КИПЕНИЯ И КОНДЕНСАЦИИ

Кипение натрия учитывается следующим образом: предполагается, что тепло, которое расходовалось на нагрев натрия, после достижения температуры кипения натрия идет на кипение натрия. Если в расчетном узле ( $i, k$ ) сетки температура  $T_{i,k}$  на некотором шаге по времени превысит значение, равное температуре кипения натрия  $T_{B,sod}$ , то в узле ( $i, k$ ) устанавливается температура кипения натрия, а также начинают действовать стоки тепла

$$q_{B,sod} = \rho_{i,k} c_{p,i,k} (T_{i,k} - T_{B,sod}) / \Delta\tau,$$

где  $\Delta\tau$  – шаг по времени.

Таким образом, выполняется учет кипения натрия в тепловыделяющем слое, а также вне слоя. Отметим, что, рассчитав количество теплоты, которое идет на кипение жидкости на данном шаге по времени, можно найти массу испарившейся на шаге по времени жидкости.

Образовавшиеся пузыри пара натрия всплывают вверх и конденсируются в более холодном натрии. Время до конденсации пузыря пара натрия может быть оценено в соответствии с [5] как

$$\tau = r_v \rho_v R_0^2 / (6 \lambda_f (T_{B,sod} - T_{sod})),$$

где  $r_v$  – теплота парообразования натрия;  $R_0$  – начальный радиус пузыря пара натрия;  $\lambda_f$  и  $T_{sod}$  – коэффициент теплопроводности и температура натрия соответственно.

Источники тепла при конденсации паров натрия составляют

$$q_v = q_F F / V,$$

где  $q_F$  – средняя плотность теплового потока с поверхности тепловыделяющего слоя в натрий;  $F$  – площадь верхней поверхности тепловыделяющего слоя;  $V$  – объем, в котором происходит конденсация паров.

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЗАМЫКАЮЩИХ КОЭФФИЦИЕНТОВ И ФУНКЦИЙ

Распределение температуры теплоносителя по длине трубки теплообменника в одномерном приближении описывается уравнением

$$\rho c_p \left( \frac{\partial T}{\partial \tau} + \chi w \frac{\partial T}{\partial z} \right) = \frac{\partial}{\partial z} \left( \lambda \frac{\partial T}{\partial z} \right) + B(T^I - T), \quad (1)$$

где  $T^I$  – температура теплоносителя первого контура, определяемая в результате совместного решения уравнений пористого тела с уравнением (1);  $w$  – фильтрационная скорость натрия в пористой среде;  $\chi$  – отношение площади кольца теплообменников к суммарной площади проходных сечений трубок теплообменников;  $B = 2K/R$ , ( $K$  – коэффициент теплопередачи, причем  $1/K = 1/\alpha_1 + \delta_t/\lambda_{st} + 1/\alpha_2$ );  $R$  – радиус трубки;  $\delta_t$  – толщина стенки трубки. Краевые условия имеют вид

$$T(z, 0) = T^0 \quad \text{при } 0 \leq z \leq \lambda,$$

$$T(0, \tau) = T_0 \quad \text{при } \tau > 0,$$

$$\partial T(\lambda, \tau) / \partial z + \alpha_{eff} (T(\lambda, \tau) - T_{out}) / \lambda = 0 \quad \text{при } \tau > 0,$$

где  $\lambda$  – длина трубки.

Если  $G_2(\tau)$  – расход теплоносителя по второму контуру, то скорость  $w$  в уравнении (1) выражается как

$$w = nG_2 / (\rho S),$$

где  $n$  – количество теплообменников;  $S$  – площадь кольца теплообменников.

Стоки тепла находятся для каждой ячейки. Расход теплоносителя по второму контуру через ячейку  $(i, k)$  составляет  $G_{2,c} = S_c \rho_c w$ . Учитывая, что  $S_c = 2\pi r \Delta r$ ,  $V_c = 2\pi r \Delta r \Delta z$ , найдем

$$q_{v,c} = - \rho_c w c_p \Delta T_c / \Delta z_c,$$

где  $\Delta T_c$  – подогрев теплоносителя на длине ячейки  $\Delta z_c$ .

Эмпирические функции и коэффициенты  $\xi_{zr}$ ,  $\xi_r$ ,  $v_{eff}$ , замыкающие систему уравнений гидродинамики пористого тела, определяются по рекомендациям работы [6]. В данном случае  $\xi_{zr}$ ,  $\xi_r$  – эффективные коэффициенты гидравлического сопротивления при продольном и поперечном обтекании соответственно;  $v_{eff}$  – эффективная вязкость жидкости.

Для определения  $\lambda_{eff,z}$  и  $\lambda_{eff,r}$  используются выражения

$$\lambda_{eff,z} = \sum \lambda_i \varepsilon_i \quad (\sum \varepsilon_i = 1),$$

$$\lambda_{eff,r} = 1 / \sum (\varepsilon_i / \lambda_i).$$

Для решения задачи применяется неявный метод решения уравнений Навье-Стокса в естественных переменных (метод В.К. Артемьева и Н.И. Булеева), разработанный в ГНЦ РФ-ФЭИ [7].

#### Программа БРУТ и ее верификация

Проведено сравнение результатов расчета по программе БРУТ с экспериментальными данными. Использованы результаты экспериментов серии D, выполненных в лаборатории Sandia в реакторных условиях [8].

Получено достаточно хорошее согласие с экспериментальными данными при значениях недогрева натрия до температуры насыщения, характерных для условий при запроектной аварии с расплавлением АЗ в быстром реакторе.

Выполнена верификация блока расчета естественной конвекции кода БРУТ [9] на основе эксперимента СОРО [10]. Получено удовлетворительное совпадение результатов расчета с экспериментальными данными СОРО.

Проверка расчета теплообмена по программе БРУТ проводилась с использованием экспериментальных данных ГНЦ РФ-ФЭИ по температуре на внутренней и наружной поверхностях стальной стенки [9]. Рассматривался процесс нестационарного теплообмена при охлаждении модели днища корпуса реактора недогретой водой. Соответствующая серия экспериментов выполнена на стенде ИК (имитация кориума). Сравнение результатов расчета по программе БРУТ с экспериментальными данными ГНЦ РФ-ФЭИ подтверждает корректность математической модели и кода БРУТ при расчете теплообмена.

Осуществлена проверка работоспособности блока расчета проплавления внутриреакторных конструкций [9]. В качестве тестовой задачи рассматривалась задача промерзания влажного грунта. Наблюдается хорошее совпадение результатов расчета глубины промерзания грунта по программе БРУТ с теоретическим решением Стефана.

Для проверки правильности расчета температурного поля в тепловыделяющем слое использовалось точное аналитическое решение задачи нестационарной теплопроводности ограниченного цилиндра радиуса  $R$  и длиной  $l$  с непрерывно действующими источниками тепла, помещенного в среду с переменной во времени температурой, с граничными условиями третьего рода на трех границах, полученное разработчиком кода методом конечных интегральных преобразований в работах [11,12]. Сравнение резуль-

татов расчета по программе БРУТ с результатами расчета с использованием аналитического решения показало, что они практически совпадают.

**Описание результатов расчета возможности удержания расплавленного топлива в реакторе типа БН большой мощности с помощью программы БРУТ**

По программе БРУТ выполнен расчет аварии, при которой происходит полное расплавление ТВС в центре АЗ и частичное расплавление ТВС на ее периферии. Расплавление сборок приводит к образованию двух тепловыделяющих слоев, находящихся на нижней торцевой зоне воспроизводства. Начальное состояние центрального слоя характеризуется температурой, принятой равной 1073 К. Начальная температура слоя на периферии равна 1273 К.

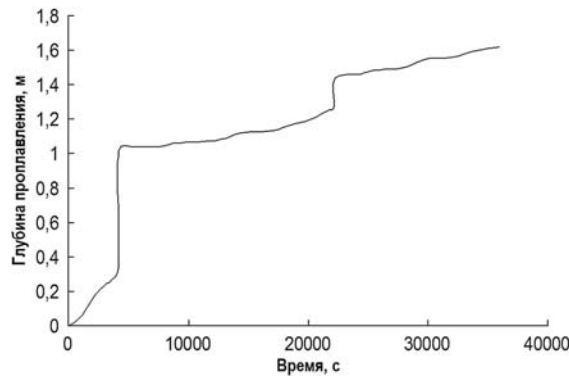


Рис. 1. Зависимость глубины проплавления конструкций от времени

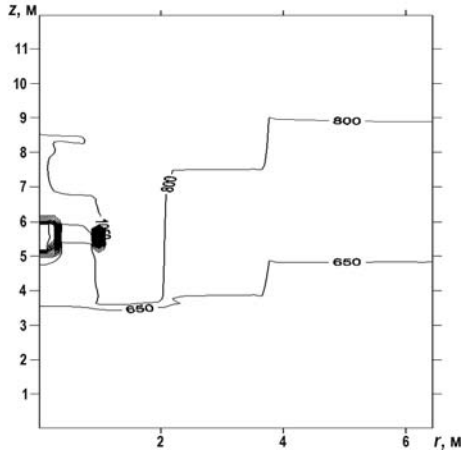


Рис. 2. Поле температуры в момент времени  $t = 3600$  с

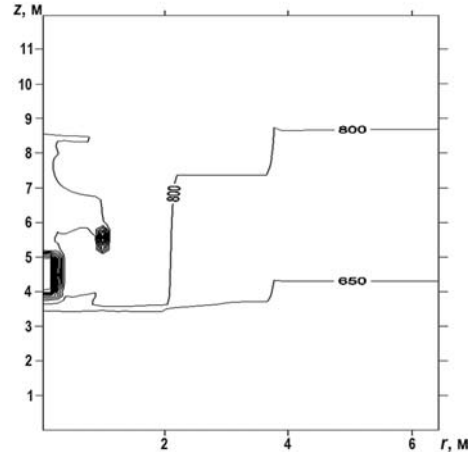


Рис. 3. Поле температуры в момент времени  $t = 32400$  с

Так как часть ТВС не разрушилась, то в качестве подобластей рассматриваются зоны, проницаемые для натрия. На границах разнородных зон необходимо поставить условия сопряжения. Плавление конструкций, находящихся под тепловыделяющими слоями, рассчитывается путем решения задачи Стефана.

Образовавшиеся тепловыделяющие слои разогреваются. Сначала плавится нижняя торцевая зона воспроизводства, а затем происходит медленное плавление коллекторов, которое завершается к моменту времени  $\sim 36000$  с (10 часов). Время проплавления НТЗВ равно 4200 с ( $\sim 1,2$  часа). Взаимодействие расплава с коллекторами рассчитывается с учетом стали газовой полости.

На рисунке 1 показана зависимость глубины проплавления конструкций от време-

ни. Поля температуры для моментов времени 3600 с (1 час), 32400 с (9 часов) представлены на рис. 2,3. Из сравнения рис. 2 и 3 видно, что происходит заметное продвижение центрального тепловыделяющего слоя.

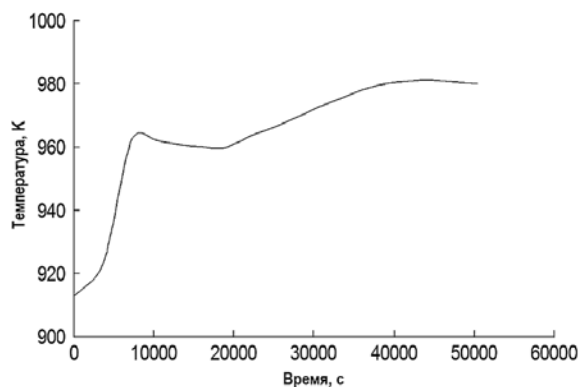


Рис. 4. Зависимость температуры основного корпуса при  $z = 10,48$  м от времени

Зависимость температуры основного корпуса на уровне входа в ПТО от времени приведена на рис. 4.

После проплавления коллекторов начинает плавиться верхняя плита напорной камеры. Время ее проплавления составляет 4800 с (~ 1,3 часа). Затем центральный тепловыделяющий слой перемещается на нижнюю плиту напорной камеры. Фронт плавления останавливается и тепловыделяющий слой начинает остывать. Таким образом, обеспечивается удержание частично разрушенной АЗ в корпусе реактора без его проплавления.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Впервые разработана достаточно полная математическая модель для расчетного анализа тяжелых аварий в быстрых реакторах с натриевым охлаждением. Данная модель позволяет ответить на вопрос о возможности удержания расплавленного топлива в корпусе реактора.

Решена задача формирования тепловыделяющего слоя на нижнем торцевом экране. Выполнено моделирование зон тепловыделяющего слоя, в частности, плавление частиц стали, а затем топлива учтено путем моделирования стоков тепла в тепловыделяющем слое.

Разработанная математическая модель реализована в программе БРУТ. В соответствии с результатами расчетного анализа по программе БРУТ при рассмотренной в данной работе аварии расплавленное топливо удерживается в корпусе реактора, не разрушая его.

## Литература

1. Кащеев М.В., Кузнецов И.А. Математическое моделирование удержания расплавленного топлива в корпусе быстрого реактора при тяжелой аварии. Математическая модель. // Теплофизика высоких температур. – 2009. – Т. 47, – № 4. – С. 627-632.
2. Субботин В.И., Кащеев В.М., Номофилов Е.В., Юрьев Ю.С. Решение задач реакторной физики на ЭВМ. – М.: Атомиздат. 1979. – 144 с.
3. Горбис З.Р. Теплообмен и гидромеханика дисперсных сквозных потоков. – М.: Энергия, 1970. – 424 с.
4. Кащеев М.В. Моделирование стратификации компонент кориума при тяжелой аварии. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 3. – С. 3-13.
5. Лыков А.В. Теория теплопроводности. – М.: Высшая школа, 1967. – 600 с.
6. Проектирование теплообменных аппаратов АЭС. / Под ред. Ф.М. Митенкова. – М.: Энерго-

атомиздат, 1988. – 296 с.

7. *Артемьев В.К.* Вариант неявного метода для решения системы уравнений Навье-Стокса в естественных переменных. Препринт № 1962. Обнинск: ФЭИ, 1989. 22 с.

8. *Lipinski R.J., Gronager J.E., Schwarz M.* Particle bed heat removal with subcooled sodium: D-4 results and analysis // Nuclear Technology. – 1982. – V. 58. – № 3. – PP. 369-378.

9. *Кащеев М.В., Кузнецов И.А.* Математическое моделирование удержания расплавленного топлива в корпусе быстрого реактора при тяжелой аварии. Результаты расчета по программе БРУТ. // Теплофизика высоких температур. – 2009. – Т. 47., – № 5. – С. 765-770.

10. *Kymalainen O. e. a.* Heat Flux Distribution from a Volumetrically Heated Pool with High Rayleigh Number // Proceedings of 6th International Topical Meeting on Reactor Thermal-Hydraulics. – Grenoble, France: – 5-8 Oct. 1993. – Vol. 1. – PP. 47-53.

11. *Кащеев М.В.* Решение задачи теплопроводности для кольцевого цилиндра конечных размеров с внутренними источниками тепла. // Теплоэнергетика. – 2011. – № 2. – С. 71-73.

12. *Кащеев М.В.* Пять тестовых задач: Препринт № 3150. Обнинск: ФЭИ, 2009, – 25с.

Поступила в редакцию 07.11.2013

### Авторы

Кащеев Михаил Васильевич, старший научный сотрудник, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: ktmv@ippe.ru

Ашурко Юрий Михайлович, начальник лаборатории, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: ashurko@ippe.ru



УДК 621.039.586

**RESEARCH ON THE POSSIBILITY OF MELTED FUEL CONTAINMENT  
IN A FAST REACTOR AT A SEVERE ACCIDENT**Kascheev M.V., Ashurko Yu.M.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

## ABSTRACT

A rather complete mathematical model for calculation analysis of severe beyond-design accidents in sodium cooled fast reactor has been developed for the first time. Unlike the current models, the model developed enables one to answer the question of the possibility of containing melted fuel in the reactor vessel. The computational domain under consideration is multiply connected. The mathematical simulation of sub-domains as porous bodies was performed using mass, momentum, and energy conservation laws, written in the form of continuity, motion, and energy equations in two-dimensional cylindrical coordinates. The problem of heat-generating layer formation on the bottom end-shield was solved. The zones of heat-generating layer were simulated. In particular, the melting of steel particles, and then those of fuel, was included by simulating the heat sinks in the heat-generating layer. The formula for heat sinks in the heat exchangers zone was derived.

The developed analytical model is implemented in the form of the BRUT computer code. Verification of individual blocks of the code showed satisfactory agreement of the calculation results with the available experimental data as well as with the results of analytical solution. A calculation analysis of a severe accident in a high power fast reactor was performed with the use of the BRUT code. The analysis considers a complete melting of fuel assemblies in the center of the reactor core and a partial melting of peripheral assemblies. Melting of assemblies results in formation of two heat-generating layers, located on the bottom end-shield of the blanket region. As the heat-generating layers heat up the bottom end-shield of the blanket region melts first with subsequent slow melting of the headers. After the headers and the pressure chamber upper plate melt-through the central heat-generating layer proceeds to the lower plate of the pressure chamber. The melt front comes to rest and heat-generating layer starts to cool off.

Using the BRUT code it was shown that in a severe accident, considered in the paper, melted fuel was contained in the reactor vessel without its destruction.

**Key words:** fast reactor, mathematical model, vessel of reactor, heat-releasing layer, molten fuel, heat sinks, severe accident, computational domain.

## REFERENCES

1. Kascheev M.V., Kuznecov I.A. Matematicheskoe modelirovanie uderzhaniya rasplavlennogo topliva v korpuse bystrogo reaktora pri tyazhelej avarii. Matematicheskaya model' [Mathematical modeling retention of molten fuel in the housing of fast reactor during severe accident. Mathematical model]. *Teplofizika vysokih temperatur*. 2009, vol. 47, no. 4, pp. 627–632.
2. Subbotin V.I., Kascheev V.M., Nomofilov E.V., Yu'ev Yu.S. *Reshenie zadach reaktornoj fiziki na EVM* [Solving problems of reactor physics on a computer]. Moscow, Atomizdat Publ. 1979, 144 p.
3. Gorbis Z.R. *Teploobmen i gidromekhanika dispersnyh skvoznyh potokov*. [Heat transfer and hydromechanics of dispersed throughflows]. Moscow, Energiya Publ. 1970, 424 p.
4. Kascheev M.V. Modelirovanie stratifikacii komponent koriuma pri tyazhelej avarii [Modeling of stratification of corium components in severe accident]. *Izvestiya vuzov*.

*Yadernaya energetika*. 2002, no. 3, pp. 3–13.

5. Lykov A.V. *Teoriya teploprovodnosti* [The theory of heat conduction]. Moscow, Vysshaya shkola Publ. 1967, 600 p.

6. Mitenkov F.M. eds. *Proektirovanie teploobmennyyh apparatov AES* [Designing of heat-exchange apparatus for NPP]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1988, 296 p.

7. Artem'ev V.K. Variant neyavnogo metoda dlya resheniya sistemy uravnenij Nav'e-Stoksa v estestvennykh peremennykh. [Version of implicit method for solving the Navier-Stokes equations in natural variables.] Preprint no. 1962. Obninsk: SSC RF-IPPE, 1989. 22 p. (in Russian)

8. Lipinski R.J., Gronager J.E., Schwarz M. Particle bed heat removal with subcooled sodium: D-4 results and analysis. *Nuclear Technology*. 1982, vol. 58, no. 3, pp. 369–378.

9. Kascheev M.V., Kuznecov I.A. Matematicheskoe modelirovanie uderzhaniya rasplavlennogo top-liva v korpuse bystrogo reaktora pri tyazhelej avarii. Rezul'taty rascheta po programme BRUT [Mathematical modeling retention of molten fuel in the housing of fast reactor during severe accident. The results calculated using program BRUT]. *Teplofizika vysokih temperatur*. 2009, vol. 47, no. 5, pp. 765–770.

10. Kymalainen O. e. a. Heat Flux Distribution from a Volumetrically Heated Pool with High Rayleigh Number. Proceedings of 6th International Topical Meeting on Reactor Thermal-Hydraulics. Grenoble, France. 5–8 Oct. 1993, vol. 1. pp. 47–53.

11. Kascheev M.V. Reshenie zadachi teploprovodnosti dlya kol'cevogo cilindra konechnyyh razmerov s vnutrennimi istochnikami tepla [Solution of the problem of heat conduction for the annular cylinder of finite dimensions with internal heat sources]. *Teploenergetika*. 2011, no. 2, pp. 71–73.

12. Kascheev M.V. Pyat' testovykh zadach. [Five test problems.] Preprint no. 3150. Obninsk: SSC RF-IPPE, 2009. 25 p. (in Russian)

## Authors

Kascheev Mihail Vasil'evich, Senior Scientific Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: kmv@ippe.ru

Ashurko Yuriy Mihajlovich, Head of Laboratory, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: ashurko@ippe.ru

## ВИБРОАКУСТИЧЕСКАЯ ДИНАМИКА ГЕТЕРОГЕННЫХ СРЕД И КОНСТРУКЦИЙ ЯЭУ

**В.С. Федотовский, Т.Н. Верещагина, С.В. Лунина, Е.А. Иванова**  
*ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского, Обнинск*



Виброакустическая динамика гетерогенных сред и систем включает в себя широкий круг направлений исследований. К ним относятся динамика многофазных дисперсных сред, насыщенных жидкостью, природных или искусственных пористых сред и композитных материалов. К одному из важнейших направлений относится виброакустическая динамика машин и аппаратов и, в частности, ядерных энергетических установок. Такие объекты ЯЭУ, как активная зона, состоящая из большого числа ТВС, тепловыделяющие сборки, состоящие из пучков твэлов, теплообменные аппараты и парогенераторы с пучками труб в ряде динамических задач целесообразно рассматривать как псевдооднородные среды с некоторыми эффективными динамическими свойствами, отражающими процессы взаимодействия стержневых элементов конструкций с теплоносителем.

В работе приведены результаты теоретических и экспериментальных исследований, с единых позиций описывающих динамику дисперсных сред и гетерогенных систем. Получены зависимости для эффективной динамической плотности и трансляционной вязкости жидких дисперсных сред, отражающих релаксационный характер дисперсии звука в суспензиях, эмульсиях и двухфазных пузырьковых средах. Для твердых дисперсных сред (композитов), а также для пучков упругих стержней или труб в жидком теплоносителе получены резонансные зависимости, приводящие к существенным и практически важным виброакустическим эффектам. Для иллюстрации целесообразности и результативности использования концепции эффективных динамических свойств гетерогенных сред рассмотрены динамические задачи о собственных колебаниях оболочки с жидкостью и пучком упругих стержней, а также о гравитационных колебаниях жидкости со свободной поверхностью в баке с пучком стержней.

**Ключевые слова:** гетерогенные среды, дисперсные среды, виброакустическая динамика, динамическая плотность, оболочка, пучок упругих стержней.

### ВВЕДЕНИЕ

Виброакустическая динамика гетерогенных сред, основанная на теории колебаний, гидродинамике, теории упругости и акустике, включает в себя широкий круг направлений исследований. К ним относятся динамика многофазных дисперсных сред [1], насыщенных жидкостью природных или искусственных пористых сред [2] и композитных материалов [3]. К одному из важнейших направлений относится виброакустическая динамика машин и аппаратов [4] и, в частности, ядерных энергетических установок.

© В.С. Федотовский, Т.Н. Верещагина, С.В. Лунина, Е.А. Иванова, 2014

Такие объекты ЯЭУ, как активная зона, состоящая из большого числа ТВС, тепловыделяющие сборки, состоящие из пучков твэлов, теплообменные аппараты и парогенераторы, содержащие пучки труб, для некоторых классов задач гидродинамики и виброакустики целесообразно рассматривать на основе континуального подхода как системы, содержащие гетерогенные среды с эффективными динамическими свойствами.

В отличие от динамики однородных сред и конструкций, где колебательные и волновые процессы хорошо изучены, в динамике гетерогенных сред и систем в настоящее время исследованы лишь отдельные частные задачи. Гетерогенность систем значительно затрудняет математическое моделирование протекающих в них гидродинамических, вибрационных и акустических процессов.

При некоторых условиях, однако, моделирование колебательных и волновых процессов в таких системах можно существенно упростить. Если однотипных упругих стержневых элементов в жидкости достаточно много, то такую систему целесообразно рассматривать как псевдооднородный континуум с некоторыми эффективными свойствами, учитывающими взаимодействие элементов с жидкостью при колебательно-волновом движении. Использование концепции эффективных динамических свойств [5, 10] упрощает решение многих виброакустических задач и придает им прозрачный физический смысл.

В работе приведены некоторые основные результаты теоретических и экспериментальных исследований ГНЦ РФ-ФЭИ по виброакустической динамике дисперсных сред и гетерогенных систем, типичных для ядерных энергетических установок.

### **ВИБРОАКУСТИЧЕСКАЯ ДИНАМИКА ДИСПЕРСНЫХ СРЕД**

Одним из типов гетерогенных сред, в которых эффекты межфазного взаимодействия играют существенную роль, являются дисперсные среды, образованные несущей жидкостью и частицами-включениями (твердыми частицами, каплями другой жидкости или пузырьками газа). Если такие дисперсные среды подвержены виброакустическим воздействиям, то их реакция или отклик определяется так называемой комплексной динамической плотностью, учитывающей процессы инерционного, вязкого и упругого взаимодействия несущей жидкости с включениями.

#### **Эффективная динамическая плотность**

Если в медленных (квазистационарных) процессах плотность дисперсной среды определяется по правилу смеси как сумма парциальных плотностей компонентов

$$\rho_{mix} = \rho(1 - \phi) + \rho_0\phi, \quad (1)$$

где  $\phi$  – объемная концентрация включений;  $\rho, \rho_0$  – плотности несущей жидкости и включений, то при виброакустических воздействиях плотность дисперсной среды как мера ее инерции не равна плотности смеси (1). В этом случае эффективная динамическая плотность дисперсной среды  $\rho^*(i\omega)$ , определяющая связь поверхностной силы  $dP/dX$ , действующей на представительный элемент среды, с его колебательным ускорением  $dU/dt$

$$-dP/dX = \rho^*(i\omega) \cdot dU/dt$$

является комплексной

$$\rho^*(i\omega) = \rho^*(\omega) - i\eta^*(\omega)/\omega, \quad (2)$$

где действительная и мнимая части –  $\rho^*(\omega)$  и  $\eta^*(\omega)$  – собственно динамическая плотность и трансляционная вязкость как мера инерции и вязкого демпфирования колебаний среды, существенно зависящие от частоты воздействий.

Физический смысл частотной зависимости комплексной плотности (2) заключается в том, что межфазное взаимодействие жидкости с включениями является инерционно-

вязким, а колебания включений по амплитуде и фазе отличаются от колебаний несущей жидкости.

Формулы для динамической плотности и трансляционной вязкости дисперсной среды имеют вид [5]

$$\rho^* = \rho + \rho(\Delta - 1) \cdot \varphi \cdot [(1 + \gamma) / (\Delta + \gamma) + (\omega\tau)^{-2}] / [1 + (\omega\tau)^{-2}], \quad (3)$$

$$\eta^* = \rho(1 - \Delta)^2 \cdot \varphi / t (\Delta + \gamma) [1 + (\omega\tau)^{-2}], \quad (4)$$

где  $\gamma$  – коэффициент присоединенной массы;  $\Delta = \rho_0/\rho$  – относительная плотность включений;  $\omega$  – частота колебаний;  $\tau$  – время релаксации включений в жидкости.

Из формулы (3) следует, что динамическая плотность при  $\omega\tau \rightarrow 0$  равна плотности смеси, а с ростом  $\omega\tau$  значительно уменьшается, стремясь к минимальному значению.

Трансляционная вязкость дисперсной среды (4), обусловленная вязким трением между жидкостью и включениями, непрерывно увеличивается с ростом параметра  $\omega\tau$ .

Значительный интерес представляют динамические свойства двухфазных пузырьковых сред, определяющих вибрационные характеристики контактирующих с ними конструктивных элементов ЯЭУ (труб, пучков стержней и т.п.), а также акустические свойства – скорость и затухание звука.

При достаточно высокочастотных колебаниях ( $\omega\tau \gg 1$ ) зависимости для динамической плотности и трансляционной вязкости пузырьковых сред от объемного газосодержания  $\varphi$  имеют вид [6]

$$\omega_0^* / \rho = (1 - \varphi) / (1 + 2\varphi), \quad (5)$$

$$(\eta^* / \eta) \alpha \delta = 18\varphi / (1 + 2\varphi)^2, \quad (6)$$

где  $\rho, \eta$  – плотность и вязкость жидкости;  $\alpha$  – радиус пузырьков;  $\delta = (2\eta/\rho\omega)^{1/2}$  – толщина вязкого пограничного слоя на поверхности пузырьков.

Как видно из сравнения формул (5) и (1) (при  $\rho_0 = 0$ ), динамическая плотность пузырьковой среды оказывается в  $(1+2\varphi)$  раз меньше статической плотности смеси.

На рисунке 1 показаны теоретические зависимости (5), (6) и экспериментальные данные [6].

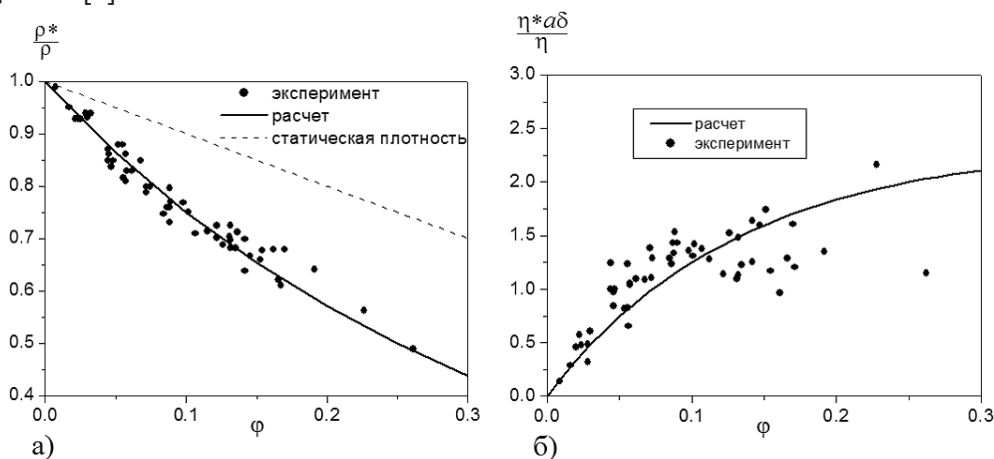


Рис. 1. Динамическая плотность (а) и трансляционная вязкость (б) дисперсной пузырьковой среды

Следует отметить, что динамические свойства пузырьковых сред при определенных частотах виброакустических воздействий имеют резонансные зависимости, обусловленные тем, что сжимаемые и деформируемые газовые пузырьки в жидкости представляют собой осцилляторы монопольного и квадрупольного типа. Математические модели таких резонансных особенностей динамики пузырьковых сред приведены в [7, 8].

Дисперсной средой другого типа является композит, образованный сплошной упру-

гой матрицей и твердыми частицами-включениями. В таком дисперсном композите частицы являются осцилляторами из-за упругих сил, действующих со стороны упругой матрицы при отклонении включений от равновесного положения. Вследствие этого включения-осцилляторы имеют некоторую собственную частоту колебаний в упругой матрице, а комплексная динамическая плотность (2) и ее действительная и мнимая части имеют следующие резонансные частотные зависимости [5, 9]:

$$\frac{\rho^*}{\rho} = 1 + \left[ \left( \left( \frac{\omega_0^2}{\omega^2} - \frac{1+\gamma}{\Delta+\gamma} \right) \left( \frac{\omega_0^2}{\omega^2} - 1 \right) + \frac{4h^2}{\omega^2} \right) / \left( \left( \frac{\omega_0^2}{\omega^2} - 1 \right)^2 + \frac{4h^2}{\omega^2} \right) \right] (\Delta - 1) \varphi, \quad (7)$$

$$\eta^* = 2h\rho\varphi(\Delta - 1)^2 / (\Delta + \gamma) \left[ \left( 1 - \frac{\omega_0^2}{\omega^2} \right)^2 + \left( \frac{2h}{\omega} \right)^2 \right]. \quad (8)$$

Здесь  $\omega_0$ ,  $h$  – собственная частота и коэффициент затухания колебаний включений-осцилляторов. Остальные обозначения те же, что и для жидкой дисперсной среды.

Как видно из формул (7), (8), важнейшим динамическим параметром дисперсного композита, определяющим его резонансные свойства, является собственная частота поступательных колебаний включений в упругой матрице  $\omega_0$ .

Характерный вид резонансных зависимостей динамической плотности и трансляционной вязкости и их сравнение с экспериментальными данными показан на рис. 2.

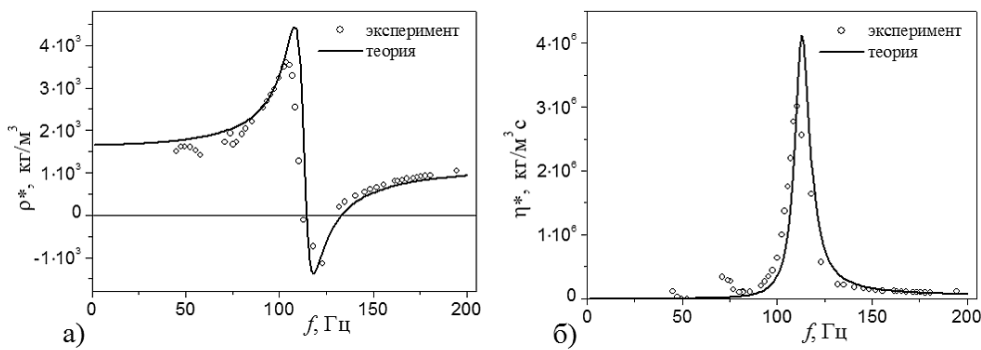


Рис. 2. Динамическая плотность (а) и трансляционная вязкость (б) дисперсного композита

Использование понятия динамической плотности и трансляционной вязкости означает переход к континуальному описанию колебательно-волновых процессов в «эффективной сплошной среде», для которой волновое уравнение имеет вид

$$\rho^* \frac{\partial^2 X}{\partial t^2} + \eta^* \frac{\partial X}{\partial t} = \left( K^* + \frac{4}{3} \mu^* \right) \frac{\partial^2 X}{\partial x^2},$$

где  $\rho^*$ ,  $\eta^*$  – эффективные инерционные и вязкие свойства;  $K^*$ ,  $\mu^*$  – эффективные упругие свойства (модули объемной и сдвиговой упругости).

Из решения волнового уравнения для гармонических волн сжатия в жидкой дисперсной среде или в дисперсном композите следуют зависимости для скорости распространения и затухания звука.

Для жидких дисперсных сред типа суспензий и эмульсий со свободно взвешенными в жидкости включениями имеют место релаксационные зависимости скорости и затухания звука от частоты, а для пузырьковых сред и дисперсных композитов с включениями-осцилляторами разных типов – резонансные.

Характерный вид резонансных зависимостей скорости и затухания звука в дисперсном композите показан на рис. 3.

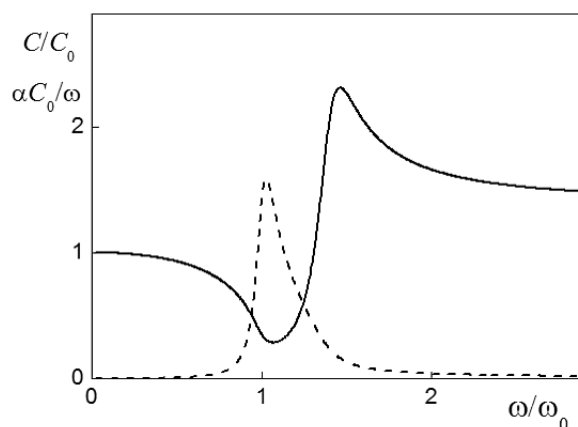


Рис. 3. Резонансные зависимости скорости звука (сплошная кривая) и коэффициента затухания (пунктир) в дисперсном композите ( $C_0$  – скорость низкочастотного звука при  $\omega \ll \omega_0$ )

### ДИНАМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ЖИДКОСТИ С ПУЧКОМ УПРУГИХ СТЕРЖНЕЙ

Аналогичным образом в рамках континуального подхода и концепции эффективных динамических свойств рассматривается виброакустическая динамика насыщенных жидкостью упругих пористых сред или таких гетерогенных систем, как ансамбли тепловыделяющих сборок в активной зоне реактора, твэлы в ТВС или пучки труб в теплообменных аппаратах и парогенераторах.

Такие системы целесообразно рассматривать как анизотропные гетерогенные среды с включениями-осцилляторами (стержнями или трубами, имеющими некоторые собственные частоты изгибных колебаний).

Динамическая плотность и трансляционная вязкость такой гетерогенной среды для колебаний в нормальном к осям стержней направлении определяются формулами [5, 10]

$$\frac{\rho^*}{\rho} = 1 + \left[ \left( \frac{1 + \gamma}{\Delta + \gamma} \left( 1 - \frac{\omega_0^2}{\omega^2} \right) + \frac{4h^2}{\omega^2} \right) / \left[ \left( 1 - \frac{\omega_0^2}{\omega^2} \right)^2 + \frac{4h^2}{\omega^2} \right] \right] \left[ (\Delta - 1) - (\Delta + \gamma) \frac{\omega_0^2}{\omega^2} \right] \varphi, \quad (9)$$

$$\eta^* = 2\rho\varphi(\Delta + \gamma) \left( \frac{\omega_0^2}{\omega^2} + \frac{1 - \Delta}{\Delta + \gamma} \right) h / \left[ \left( 1 - \frac{\omega_0^2}{\omega^2} \right)^2 + \frac{4h^2}{\omega^2} \right]. \quad (10)$$

Здесь использованы те же обозначения, что и для дисперсных композитов, имеющих аналогичные резонансные свойства.

Характерной особенностью стержневых систем в жидкости является резонансная частотная зависимость динамической плотности и трансляционной вязкости, обусловленная резонансом колебаний упругих стержней при частоте воздействий, близкой к их собственной частоте  $\omega_0$ .

На рисунке 4 представлены зависимости динамической плотности и трансляционной вязкости (в безразмерной форме) от отношения частоты воздействий к собственной частоте колебаний стержней. Здесь же представлены результаты экспериментальных исследований, удовлетворительно подтверждающие теорию.

Важно отметить, что динамическая плотность такой гетерогенной среды в определенном частотном диапазоне воздействий принимает отрицательные значения, придающие особый смысл задачам виброакустической динамики гидроупругих стержневых систем.

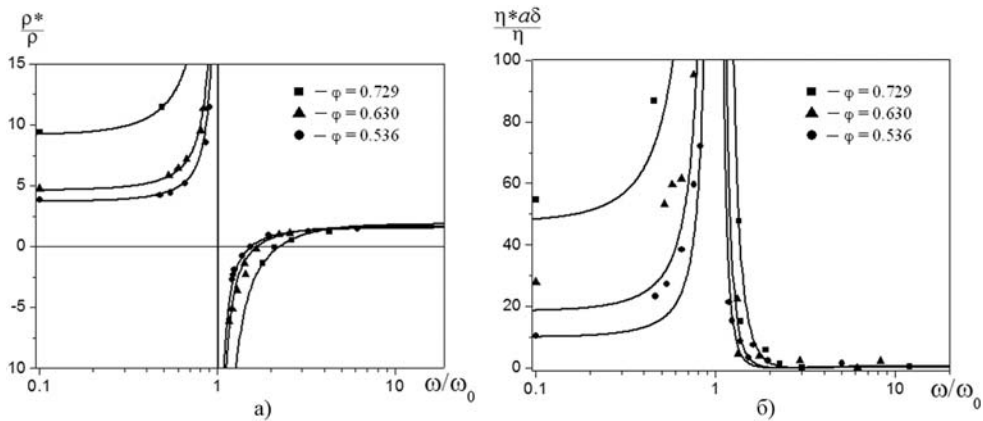


Рис. 4. Резонансные зависимости динамической плотности (а) и трансляционной вязкости (б) жидкости с пучком упругих стержней. Кривые – формулы (9), (10); точки – экспериментальные данные при различной концентрации стержней в пучке

В качестве иллюстрации континуального подхода и концепции эффективных динамических свойств гетерогенных сред к задачам виброакустической динамики систем, типичных для ЯЭУ, рассмотрим два характерных примера.

**Колебания оболочки с жидкостью и пучком упругих стержней**

Известно, что собственные частоты колебаний оболочки, заполненной жидкостью, зависят как от геометрических параметров, упругих свойств и плотности материала оболочки, так и от свойств жидкости. Инерционное воздействие жидкости на колеблющуюся оболочку определяется присоединенной массой, зависящей от формы оболочечных колебаний и плотности жидкости. Формула для собственных частот оболочечных колебаний имеет вид

$$\Omega_n^2 = \omega_n^2 / \left( 1 + \frac{M}{\rho_s h_s} \right) = \omega_n^2 / \left( 1 + \frac{R \rho}{h \rho_s} \left( \frac{n}{n^2 + 1} \right) \right), \quad (11)$$

где  $\omega_n$  – собственные частоты пустой оболочки;  $\rho, \rho_s$  – плотность жидкости и оболочки толщиной  $h$ ;  $n$  – число изгибных волн по периметру оболочки.

Подобным образом жидкость с пучком упругих стержней оказывает инерционное воздействие на колеблющуюся оболочку (рис. 5а). В этом случае, однако, инерционное воздействие определяется эффективной динамической плотностью  $\rho^*(\omega)$ , резонансным образом зависящей от частоты. При этом соотношение для собственных частот (11) становится биквадратным уравнением для частоты оболочечных колебаний  $\Omega_n$  [11, 12]

$$\Omega_n^4 \left( 1 + \frac{R \rho_1^*}{\rho_s} \frac{n}{n^2 + 1} \right) - \Omega_n^2 \omega_0^2 \left( 1 + \frac{R \rho_2^*}{h_s \rho_s} \frac{n}{n^2 + 1} + \frac{\omega_n^2}{\omega_0^2} \right) + \omega_n^2 \omega_0^2 = 0, \quad (12)$$

где  $\rho_1^*$  и  $\rho_2^*$  определяются по формулам

$$\rho_1^* = \rho \left[ 1 + \frac{(1 + \gamma)(\Delta - 1)\phi}{\Delta + \gamma} \right], \quad \rho_2^* = \rho [1 + (1 + \gamma)\phi],$$

дающим предельные значения динамической плотности стержневой гетерогенной среды при  $\omega \gg \omega_0$  и  $\omega \ll \omega_0$ .

Собственная частота изгибных колебаний стержней в жидкости, входящая в уравнение (12), определяется по формуле

$$\omega_0 = \frac{2\chi^2}{dL^2} \sqrt{\frac{EJ}{\pi(\rho_0 + \rho\gamma)}},$$



где  $d, L$  – диаметр и длина стержней;  $EJ$  – изгибная жесткость;  $\chi$  – коэффициент, характеризующий условия закрепления.

Решение биквадратного уравнения (12) дает для каждого значения  $n$  по две собственные частоты, представленные на рис. 5б светлыми «точками».

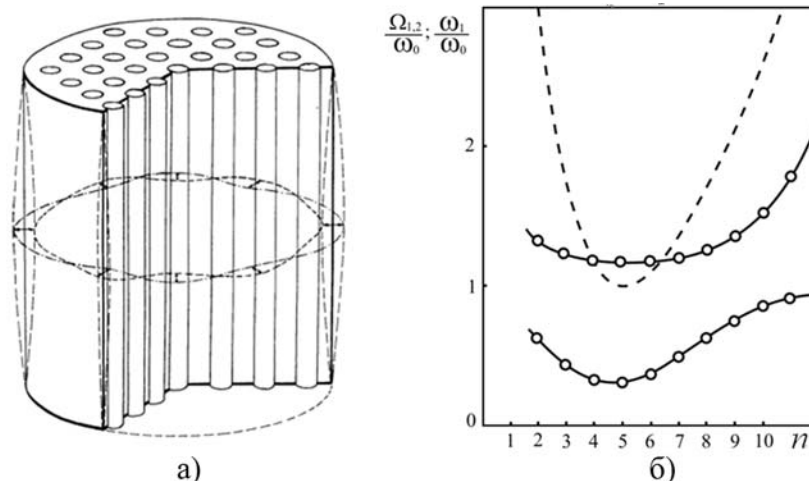


Рис.5. а). Колебания оболочки с жидкостью и пучком упругих стержней. б). Собственные частоты колебаний оболочки с жидкостью и пучком стержней

В предельном случае колебаний оболочки с однородной жидкостью ( $\varphi = 0$ ) или колебаний пустой оболочки ( $\varphi = 0, \rho = 0$ ) уравнение (12) приводит к известному из теории колебаний оболочек результату (пунктирная кривая на рис. 5б).

Отметим, что, в отличие от пустой оболочки или оболочки с однородной жидкостью, здесь зависимость собственных частот от формы колебаний  $n$  имеет две дисперсионные ветви, соответствующие синфазным и противофазным колебаниям оболочки и пучка стержней. Такой результат обусловлен тем, что оболочка и пучок стержней представляют собой инерционно связанную через жидкость колебательную систему с двумя степенями свободы для каждого числа волн по периметру оболочки.

При вынужденных колебаниях оболочки на собственных частотах инерционно связанной колебательной системы возникают резонансы. Амплитуды резонансных колебаний оболочки зависят от гидродинамического демпфирования или от трансляционной вязкости гетерогенной среды. Рассчитанная амплитудно-частотная характеристика оболочки представлена на рис. 6, из которого видно, что система имеет два резонансных диапазона частот и промежуточный частотный диапазон, в котором резонансы отсутствуют. Такая особенность обусловлена отрицательной динамической плотностью гетерогенной среды в определенном диапазоне частот воздействий.

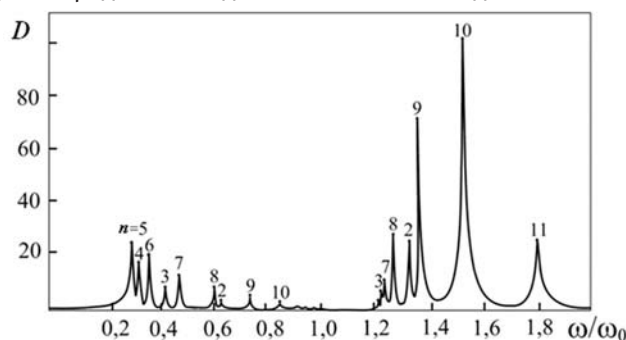


Рис.6. Амплитудно-частотная характеристика колебаний оболочки

**Колебания свободной поверхности жидкости в баке с пучком стержней**

Рассмотрим теперь собственные колебания жидкости со свободной поверхностью в цилиндрическом баке, содержащем пучок жестких стержней (рис. 7а). Такие колебания могут происходить, в частности, при сейсмических воздействиях или из-за неустойчивости при заливе и сливе жидкости из системы. В задачах такого типа жидкость и пучок стержней также целесообразно рассматривать как гетерогенную среду с эффективной динамической плотностью  $\rho^*$ .

В отличие от рассмотренной выше задачи о колебаниях оболочки здесь колебания жидкости происходят как в продольном направлении  $z$ , так и в радиальном  $r$ . Из-за анизотропии пучка стержней динамическая плотность гетерогенной среды является тензором, и его компоненты для продольного и радиального (поперечного) направлений отличаются.

В упрощенном случае, т.е. при достаточно жестких стержнях пучка и низких частотах колебаний жидкости, формулы для «продольной» и «поперечной» динамической плотности эффективной среды имеют вид

$$\rho^* = \rho/(1 - \varphi) \text{ и } \rho^* = \rho(1 + \varphi)/(1 - \varphi) .$$

В наиболее простой постановке задача сводится к решению уравнения Лапласа для потенциала плотности импульса, включающего в себя тензор динамической плотности анизотропной гетерогенной среды, и динамического граничного условия на свободной поверхности.

Решение для наиболее значимой первой формы гравитационных колебаний жидкости и собственной частоты дает формулу [13]

$$\omega_1^2 = \frac{\lambda_1 g}{R\sqrt{1+\varphi}} \operatorname{th} \left( \lambda_1 \frac{H}{R\sqrt{1+\varphi}} \right), \quad (13)$$

где  $R$  – радиус бака;  $H$  – уровень жидкости;  $g$  – ускорение свободного падения;  $\varphi$  – концентрация стержней в пучке;  $\lambda_1 = 1,841$  – первый корень уравнения  $dI_1(\lambda)/d\lambda = 0$  ( $I_1$  – функция Бесселя).

В отличие от известного результата для собственных частот колебаний однородной жидкости в данной задаче радиус резервуара имеет множитель  $(1 + \varphi)^{1/2}$ , учитывающий влияние пучка стержней.

Таким образом, квадрат собственной частоты колебаний жидкости в баке с пучком стержней будет таким же, как в баке без стержней, но с увеличенным в  $(1 + \varphi)^{1/2}$  раз радиусом.

На рисунке 7б представлена теоретическая зависимость (13) и экспериментальные данные [13] по собственным частотам для различных концентраций пучков стержней и разных уровней заполнения бака жидкостью. Данные 2, 3, 4 соответствуют пучкам стержней с относительным шагом 1,3; 1,2; 1,1. На этом же рисунке представлены данные 1 для колебаний жидкости без пучка стержней.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Многие задачи виброакустической динамики гетерогенных сред, систем и конструкций, типичных для ядерных энергетических установок, целесообразно рассматривать на основе континуального подхода и концепции эффективных динамических свойств. Такой подход существенно упрощает постановку и решение (аналитическое или численное) задач виброакустической динамики и придает им прозрачный физический смысл.

Рассмотренные примеры применения континуального подхода к задачам динамики систем и конструкций, содержащих жидкость и пучки стержней или труб, основаны на

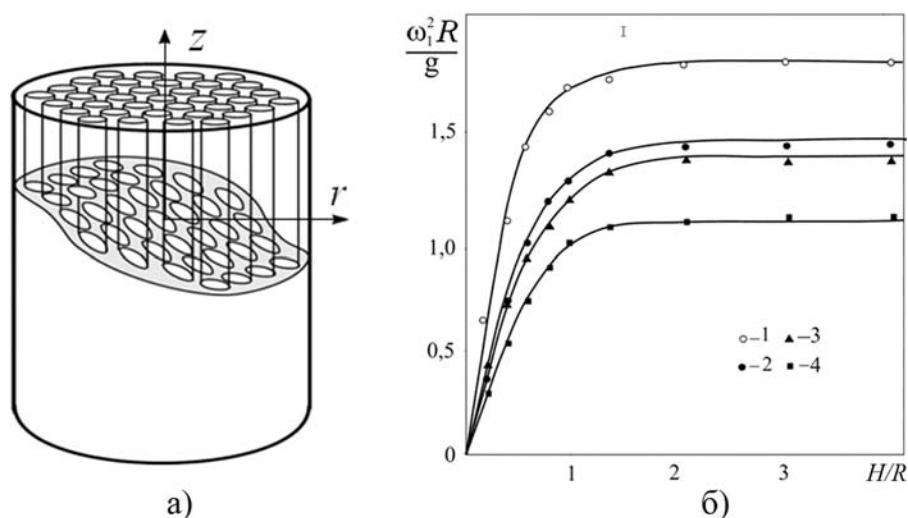


Рис.7. а). Жидкость со свободной поверхностью в баке с пучком стержней. б). Зависимость собственной частоты колебаний свободной поверхности жидкости в баке с пучком стержней от уровня заполнения  $H$  и относительного шага пучка стержней

заранее определенных эффективных динамических свойствах гетерогенных сред и позволяют вычислить интегральные вибродинамические характеристики систем, отражающие специфику резонансного взаимодействия компонентов той или иной системы.

Следует отметить, что для естественных или искусственных гетерогенных сред виброакустические воздействия обычно бывают внешними. При этом наиболее важными для таких сред являются эффективные динамические свойства и такие характеристики, как скорость распространения и затухание возмущений. В стержневых же системах и конструкциях ЯЭУ вибрационная динамика в значительной мере зависит не только от внешних динамических воздействий, но и от гидродинамического воздействием потока теплоносителя, определяющего интенсивность виброакустических процессов.

Наконец следует отметить, что основные положения и результаты виброакустической динамики дисперсных сред и стержневых гетерогенных систем могут служить основой для совершенствования методов виброакустической диагностики состояния конструкций и теплоносителя ЯЭУ.

### Литература

1. Нигматулин Р.И. Динамика многофазных сред. Т. 1, 2. – М.: Наука. 1987.
2. Николаевский В.Н., Басниев К.С., Горбунов А.Т., Зотов Г.А. Механика насыщенных пористых сред. – М.: Недра. 1970.
3. Кристенсен Р.М. Введение в механику композитов. – М.: Мир. 1982.
4. Артоболевский И.И., Бобровницкий Ю.И., Генкин М.Д. Введение в акустическую динамику машин. – М.: Наука. 1979.
5. Федотовский В.С. О динамике гетерогенных сред при виброакустических воздействиях. // Труды Математического центра им. Н.И. Лобачевского. – Казань: Изд-во Казан. матем. общества. – 2002. – Т. 16.
6. Федотовский В.С., Прохоров Ю.П., Верещагина Т.Н. Динамическая плотность и скорость распространения волн давления в дисперсных средах. // Теплоэнергетика. – 2001. – Т. 48. – № 3. – С. 70-74.
7. Накоряков В.Е., Покусаев Б.Г., Шрейбер И.Р. Волновая динамика газо-парожидкостных сред. – М.: Энергоатомиздат. 1990.
8. Федотовский В.С., Верещагина Т.Н. Низкочастотная резонансная дисперсия звука в пузырьковых средах. // Акустический журнал. – 2009. – Т. 55. – № 6. – С. 712-718.

9. Федотовский В.С., Верещагина Т.Н. Резонансная дисперсия продольных волн в дисперсных композитах. // Акустический журнал. – 2010. – Т. 56. – № 4. – С. 497-504.

10. Федотовский В.С. Концепция эффективных динамических свойств гетерогенных систем при виброакустических воздействиях. / Труды Международной конференции «Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР». – Обнинск: 1998. – Т. 1. – С. 200-215.

11. Федотовский В.С., Прохоров Ю.П., Верещагина Т.Н. Гидродинамически связанные колебания концентрических оболочек с пучками стержней или труб. // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – Вып. 1. – 1998.

12. Fedotovskii V.S., Lunina S.V., Pilshchikova E.A. Natural vibrations of cylindrical shell containing fluid and rods bundles. 11 International Conference on Vibration Problem. ICOVP. / 9-12 September, 2013, Lisbon, Portugal. 2013. ID70.

13. Федотовский В.С. Колебания жидкости со свободной поверхностью в резервуаре, содержащем пучок стержней. // Энергетика. – 1991. – № 3.

Поступила в редакцию 20.12.2013 г.

### Авторы

Федотовский Владимир Сергеевич, главный научный сотрудник, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

E-mail: fedotovsky@ippe.ru

Верещагина Татьяна Николаевна, ученый секретарь, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

E-mail: vtn@ippe.ru

Лунина Светлана Валерьевна, инженер-исследователь, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

E-mail: slunina@ippe.ru

Иванова Евгения Александровна, инженер-исследователь, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

E-mail: epilshchikova@ippe.ru

## VIBROACOUSTIC DYNAMICS OF HETEROGENEOUS MEDIA AND NPP STRUCTURES

Fedotovskij V.S., Vereschagina T.N., Lunina S.V., Ivanova E.A.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

Vibroacoustic dynamics of heterogeneous media and systems includes a wide range of research areas. These include the dynamics of multiphase dispersed media, saturated with liquid natural or artificial porous media and composite materials. One of the most important areas is vibroacoustic dynamics of machines and devices and nuclear power plants, in particular. Such parts of a NPP, as the core, consisting of a large number of fuel assemblies, fuel assemblies consisting of bundles of fuel elements, heat exchangers and steam generators with tube bundles, in some dynamic problems should be treated as pseudohomogeneous medium with some effective dynamic properties, reflecting the processes of interaction of the rode-shaped elements with the coolant.

The results of theoretical and experimental studies describing the dynamics of dispersed media and heterogeneous systems from the unified position are given in this paper. Thus, in particular, the dependencies for effective dynamic density and viscosity of liquid translational dispersion media reflecting a relaxation nature sound dispersion in suspensions emulsions and two-phase bubble media were obtained. Resonant dependencies for solid dispersion media (composites) as well as for bundles of elastic rods or tubes in a liquid coolant resulting in significant and vibroacoustic effects of practical importance were also obtained. To illustrate the feasibility and effectiveness of using the concept of effective dynamic properties of heterogeneous media dynamic problems of free oscillations of a shell with a liquid and a bunch of elastic rods as well as gravitational oscillations of a fluid with a free surface in a tank with a bundle of rods are considered.

**Keywords:** heterogeneous media, dispersion media, dynamic density, vibroacoustic dynamics, shell, bundle of elastic rods

### REFERENCES

1. Nigmatulin R.I. *Dinamika mnogofaznyh sred. T. 1, 2* [Dynamics of multiphase media. Vols 1, 2]. – Moskow, Nauka Publ. 1987.
2. Nikolaevskij V.N., Basniev K.S., Gorbunov A.T., Zotov G.A. *Mehanika nasyschennyh poristyh sred* [Mechanics of saturated porous media.]. Moskow, Nedra Publ. 1970.
3. Kristensen R.M. *Vvedenie v mehaniku kompozitov* [Introduction to Mechanics of Composites]. Moskow, Mir Publ. 1982.
4. Artobolevskij I.I., Bobrovnickij Yu.I., Genkin M.D. *Vvedenie v akusticheskuyu dinamiku mashin* [Introduction to acoustic dynamics of machines]. Moskow, Nauka Publ. 1979.
5. Fedotovskij V.S. O dinamike geterogennyh sred pri vibroakusticheskikh vozdeystviyah. *Trudy Matematicheskogo centra im. N.I. Lobachevskogo. [On the dynamics of heterogeneous media with vibroacoustic effects. Proceedings of the Mathematical Center of the N.I. Lobachevsky.]. Kazan', Kazanskoe matematicheskoe obschestvo Publ. 2002, vol. 16. (in Russian)*
6. Fedotovskij V.S., Prohorov Yu.P., Vereshchagina T.N. *Dinamicheskaya plotnost' i skorost' rasprostraneniya voln davleniya v dispersnyh sredah* [Dynamic density and velocity of

propagation of pressure waves in dispersive media]. *Teploenergetika*. 2001, vol. 48, no. 3, pp. 70–74.

7. Nakoryakov V.E., Pokusaev B.G., Shrejber I.R. *Volnovaya dinamika gazo-parozhidkostnyh sred* [Wave dynamics of gas-vapor-liquid media]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1990.

8. Fedotovskij V.S., Vereshchagina T.N. Nizkochastotnaya rezonansnaya dispersiya zvuka v puzyrkovykh sredah [Low-frequency resonance of dispersion of sound in bubbly media]. *Akusticheskij zhurnal*. 2009, vol. 55, no. 6, pp. 712–718.

9. Fedotovskij V.S., Vereshchagina T.N. Rezonansnaya dispersiya prodol'nyh voln v dispersnykh kompozitah [Resonance dispersion of longitudinal waves in dispersive composites]. *Akusticheskij zhurnal*. 2010, vol. 56, no. 4, pp. 497–504.

10. Fedotovskij V.S. Konceptiya effektivnyh dinamicheskikh svoystv geterogennykh sistem pri vibroakusticheskikh vozdeystviyah. Trudy mezhdunarodnoj konferencii «Teplofizicheskie aspekty bezopasnosti WWER». [The concept of effective dynamic properties of heterogeneous systems with vibro-acoustic effects. Proceedings of the Intl. conf. «Thermal WWER safety aspects»]. Obninsk. 1998. vol. 1. pp. 200–215. (in Russian)

11. Fedotovskij V.S., Prohorov Yu.P., Vereshchagina T.N. Gidrodinamicheski svyazannye kolebaniya koncentricheskikh obolochek s puchkami sterzhnej ili trub [Hydrodynamically coupled oscillations of concentric shells with bundles of rods or tubes]. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki*. Ser.: *Fizika yadernyh reaktorov*. 1998, iss. 1.

12. Fedotovskii V.S., Lunina S.V., Pilshchikova E.A. Natural vibrations of cylindrical shell containing fluid and rods bundles. 11 International Conference on Vibration Problem. ICOVP. / 9-12 September, 2013, Lisbon, Portugal. 2013. ID70.

13. Fedotovskij V.S. Kolebaniya zhidkosti so svobodnoj poverhnost'yu v rezervuare, sodержashchem puchok sterzhnej [Oscillations of the liquid with a free surface in a tank containing a bundle of rods]. *Energetika*. 1991, no. 3.

## Authors

Fedotovskij Vladimir Sergeevich, Chief Scientific Officer, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: fedotovsky@ippe.ru

Vereschagina Tat'yana Nikolaevna, Scientific Secretary, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: vtn@ippe.ru

Lunina Svetlana Valer'evna, Research Engineer, FSUE «SSC RF-IPPE».

E-mail: slunina@ippe.ru

Ivanova Evgeniya Aleksandrovna, Research Engineer, FSUE «SSC RF-IPPE».

E-mail: epilschikova@ippe.ru

# МУЛЬТИФИЗИЧНЫЙ КОД UNICO ДЛЯ АНАЛИЗА ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРАХ

Ю.Е. Швецов, Ю.М. Ашурко, И.Р. Суслов, К.Ф. Раскач,

Л.М. Забудько, Е.Е. Мариненко

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

**Р**

Российский мультифизический код UNICO предназначен для детального анализа полей скорости и температуры в активной зоне быстрого реактора в переходных режимах. В программе осуществляется трехмерный сопряженный расчет нейтронно-физических, теплогидравлических и термомеханических характеристик с точностью до каждой отдельной ТВС активной зоны. Теплогидравлическая модель активной зоны представляет собой совокупность тепловыделяющих сборок, погруженных в межпакетное пространство. Теплогидравлика натрия в межпакетном пространстве активной зоны рассчитывается в трехмерном приближении, а соответствующая система уравнений решается на треугольной разностной сетке. Учитывается распределенность скорости и температуры натрия внутри каждой ТВС. Трехмерная модель твэла используется для расчета температуры топлива и стали оболочек. На основании информации о температурах топлива, оболочек твэлов и чехлов ТВС оценивается характер деформации активной зоны, а затем рассчитываются соответствующие изменения нейтронно-физических характеристик. Приводятся результаты тестовых расчетов, подтверждающих тот факт, что недостаточно корректный учет пространственной распределенности теплогидравлических параметров по активной зоне реактора может приводить к заметным ошибкам.

**Ключевые слова:** мультифизический код, нейтроника, теплогидравлика, термомеханика, активная зона, быстрый реактор, динамика.

## ВВЕДЕНИЕ

Стратегия развития ядерной энергетики России базируется на широком использовании быстрых реакторов [1–3], что делает задачу обоснования их безопасности еще более актуальной. Одной из современных тенденций совершенствования процесса проектирования атомных реакторов является повышение точности расчета нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реактора при обосновании его работоспособности и безопасности эксплуатации. В первую очередь, уточнение расчета позволяет снизить степень консервативности при проектировании, что в конечном итоге приводит к снижению удельных затрат на производство энергии.

В традиционных инженерных кодах, обычно используемых в практике расчета переходных режимов, активная зона представляется в виде совокупности, в лучшем случае,

© Ю.Е. Швецов, Ю.М. Ашурко, И.Р. Суслов, К.Ф. Раскач, Л.М. Забудько, Е.Е. Мариненко, 2014

нескольких каналов (количество сборок, образующих активную зону типичного энергетического быстрого реактора, обычно составляет около 1000). При этом для расчета нейтронно-физических характеристик используется «точечная модель» нейтронной кинетики, в которой для оценки температурных эффектов реактивности используются относительно простые алгебраические соотношения. Коэффициенты в этих соотношениях определяются заранее и без учета реальной пространственной структуры полей температуры в элементах активной зоны, которая меняется в ходе переходного процесса.

Более прогрессивным в этом смысле является «мультифизичный» подход к моделированию переходных процессов, когда осуществляется совместное решение нестационарного уравнения переноса нейтронов и системы уравнений теплогидравлики. Имеется ряд прикладных задач, применительно к которым мультифизичный подход заведомо имеет преимущества, например:

- переходные режимы, приводящие к несимметричной работе петель теплообмена и, как следствие, к появлению значительной азимутальной несимметрии поля температуры в активной зоне;
- режимы, приводящие к заметному изменению подогрева теплоносителя в активной зоне (АЗ), когда становится более существенным влияние на реактивность термомеханического формоизменения АЗ;
- аварии, связанные с попаданием в активную зону инородных веществ (масла, газа);
- наконец, следует ожидать значительного повышения точности расчета значений локальных температур в окрестности органов СУЗ и в периферийной области АЗ за счет более точного учета пространственной распределенности энерговыделения.

Российский мультифизичный код UNICO предназначен для детального анализа полей скорости и температуры в активной зоне быстрого реактора в переходных режимах. В программе осуществляется трехмерный сопряженный расчет нейтронно-физических, теплогидравлических и термомеханических характеристик с точностью до каждой отдельной ТВС активной зоны.

### ОБЩАЯ СТРУКТУРА КОДА UNICO И ХАРАКТЕРИСТИКИ ЕГО ОСНОВНЫХ МОДУЛЕЙ

Структура кода показана на рис. 1.

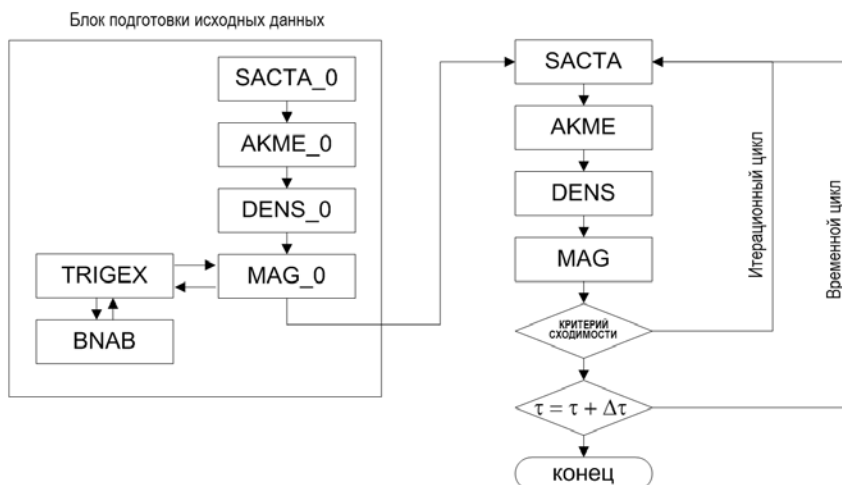


Рис. 1. Общая структура кода UNICO

Код состоит из четырех основных модулей:

- SACTA – расчет температуры теплоносителя внутри тепловыделяющих сборок (ТВС)



активной зоны и в ее межпакетном пространстве (МПП), топлива и стальных элементов конструкции (чехлы сборок, оболочки твэлов и т.д.);

- АКМЕ – расчет изгибных деформаций чехлов ТВС;
- DENS – расчет изменения концентраций веществ по объему активной зоны вследствие температурного изменения плотности компонентов и изгибных деформаций чехлов ТВС;
- MAG – расчет пространственного распределения энерговыделения для каждой сборки АЗ.

Расчет начинается с подготовки исходных данных и необходимых констант для каждого из модулей. На каждом шаге по времени внутренние итерации совершаются до достижения выбранного критерия сходимости, например, снижения максимального по области изменения температуры на одной итерации до заданного предела.

**Модуль SACTA** создан на основе одноименной ранее разработанной программы [4, 5]. Основной задачей, выполняемой модулем, является достаточно подробное определение распределений температур в чехлах ТВС активной зоны и сборок стальной и борной защиты. Именно эти температуры в конечном итоге определяют их изгиб в стационарном и нестационарном режимах работы и соответствующие изменения реактивности. Распределения температуры зависят, с одной стороны, от пространственного распределения энерговыделения, а с другой, – от пространственной картины течения натрия как в межпакетном пространстве (МПП), так и в самих тепловыделяющих сборках. С наружной стороны чехол ТВС омывается натрием из МПП. Его движение в МПП определяется силами вынужденной и естественной конвекции и имеет трехмерный характер. В модуле SACTA модель активной зоны представляет собой совокупность сборок, погруженных в межпакетный натрий, и фактически решается сопряженная задача теплообмена между потоком натрия внутри ТВС и потоком в межпакетном пространстве. Модуль SACTA состоит из двух главных частей:

- набора 3D-теплогидравлических моделей сборок (ТВС, сборок СУЗ, сборок защиты);
  - 3D-теплогидравлической модели межкассетного пространства.
- Теплогидравлическая модель сборки включает в себя
- квазитрехмерную модель чехла сборки;
  - упрощенную 3D-модель теплогидравлики для расчета поля температуры натрия внутри сборки;
  - модель теплопроводности цилиндрического многослойного элемента, омываемого потоком теплоносителя (твэл, элемент защиты, элемент стержня сборки СУЗ).

При составлении модели сборки использованы следующие упрощающие положения:

- пренебрегается теплопроводностью чехла «по углу» и в аксиальном направлении;
- течение внутри сборки считается плоскопараллельным, а профиль поля скорости в поперечном сечении сборки рассчитывается с помощью специализированного «поканального» кода HYDRON и задается в качестве исходных данных.

**Теплогидравлическая модель сборки АЗ.** В азимутальном направлении все сборки разбиваются на шесть секторов, в радиальном направлении разбиение на каналы может быть различным для разных сборок. На рисунке 2 на примере тепловыделяющей сборки показана 1/6 часть расчетной области, покрывающей ее поперечное сечение. Для ТВС, как это показано на рисунке, используется переменный шаг со сгущением сетки к периферии. На данной сетке для определения поля температуры внутри ТВС решается уравнение теплопереноса, а для чехла – уравнение теплопроводности. Поскольку, как известно из экспериментов, в стержневых пучках с проволочным дистанционированием существенную роль может играть дополнительный теплообмен, связанный с навивкой; при расчете коэффициентов эффективного теплообмена между каналами использовались специальные разработанные для этого случая в ФЭИ корреляции [4].

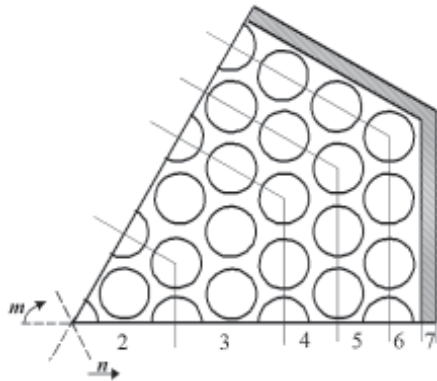


Рис. 2. 1/6 часть расчетной области, моделирующей теплогидравлические свойства ТВС

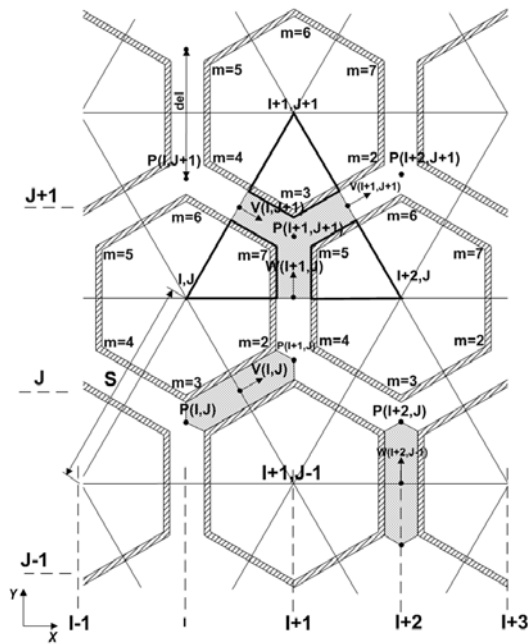


Рис. 3. Разностная сетка, на которой аппроксимируется система уравнений теплогидравлики межкассетного пространства

**Теплогидравлическая модель МПП.** Важной характерной особенностью рассматриваемой задачи является гексагональная структура межкассетного пространства активной зоны. Для описания процессов в подобных структурах удобно использовать аппроксимации исходной дифференциальной системы уравнений теплопереноса на треугольной сетке. Шаг треугольной сетки выбирается равным половине шага размещения тепловыделяющих сборок. На рисунке 3 изображена разностная сетка и элементарные объемы, для которых записываются разностные аналоги соответствующих уравнений.

Система уравнений формулируется в рамках модели «пористого тела», благодаря чему появляется возможность учесть локальные изменения проходного сечения МПП, вызванные термическим расширением и изгибом ТВС. Теплоноситель считается несжимаемым, но его свойства зависят от температуры.

**Модуль АСМЕ** представляет собой нестационарную трехмерную модель равновесного механического состояния сборок быстрых реакторов (ТВС, экранных сборок, сборок защиты, сборок СУЗ) с учетом воздействия неравномерных температурных и нейтронных полей в условиях неоднородного распухания и радиационной ползучести [6, 7].

Модель включает в себя уравнения равновесия, условия совместности деформаций, соотношения между смещениями и усилиями.

Особенности методического подхода:

- изгибные деформации тепловыделяющих сборок описываются в рамках балочной модели; ТВС представляется балкой, шарнирно закрепленной в верхней и нижней плитах напорного коллектора;

- учет переменных режимов нагружения осуществляется на основе пошагового метода;

- для решения системы уравнений модели используется энергетический метод. Поиск равновесного положения системы сборок активной зоны проводится в соответствии с вариационным принципом Лагранжа.

Ограничения применимости модели проистекают из принятых упрощающих предположений, а именно, в модели не учитываются термическая ползучесть материала чехла,

силы трения между сборками, кручение сборок.

В ходе расчета определяются следующие величины:

- изменение положения изогнутых осей элементов зоны в переходных процессах вследствие воздействия неравномерных температурных полей;
- изменение размеров элементов зоны вследствие распухания, радиационной ползучести по причине избыточного внутреннего давления теплоносителя и обмятия граней чехлов ТВС под действием контактных сил в процессе работы реактора с учетом воздействия неравномерных температурных и нейтронных полей;
- контактные силы, действующие на элементы зоны в процессе работы реактора в стационарном состоянии и в переходных режимах.

На рисунке 4 в качестве примера показаны рассчитанные положения изогнутых осей ТВС активной зоны быстрого натриевого реактора средней мощности при номинальном и полуторном подогреве теплоносителя. Как и следовало ожидать, изгибные деформации ТВС максимальны на периферии активной зоны, так как именно там наблюдается максимальная неравномерность температуры по периметру чехлов сборок.

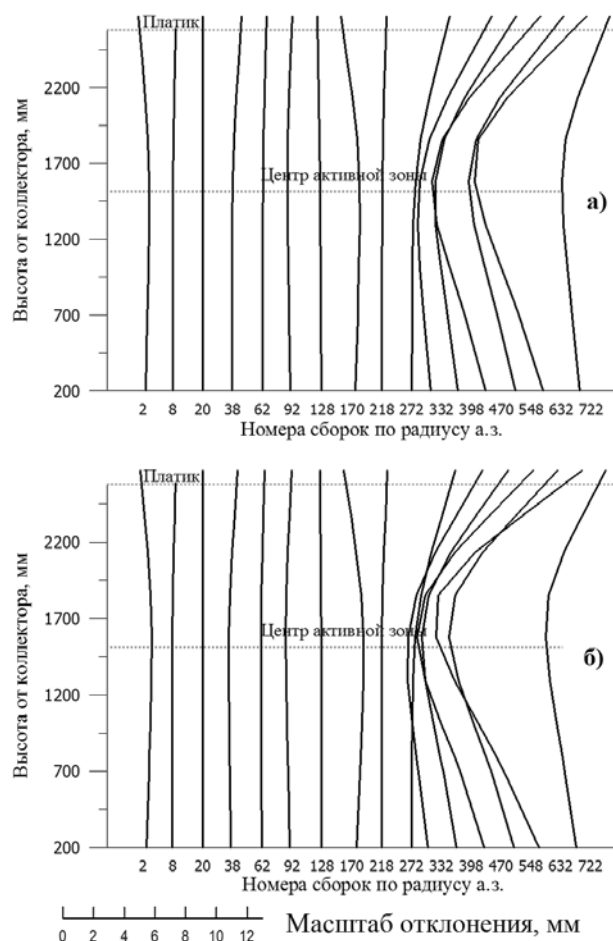


Рис. 4. Изгиб осей ТВС: а) номинальный подогрев; б) полуторный подогрев

**Модуль DENS.** Изменение температуры компонентов активной зоны приводит к их расширению и относительному перемещению. В модуле DENS рассчитываются соответствующие изменения концентраций веществ по объему активной зоны. При этом учитываются следующие эффекты:

- изменение объемной концентрации топлива в ячейке за счет изменения температуры;
- изменение объемной концентрации стали в ячейке за счет изменения температуры (учитывается сталь чехлов сборок, оболочек твэлов, пэлов и элементов защиты);
- вытеснение натрия из ячейки за счет изменения в ней объемной концентрации топлива и стали;
- влияние на реактивность формоизменения активной зоны, вызванного изгибными деформациями чехлов сборок.

**Модуль MAG.** Нейтронно-физический модуль MAG [8 – 10] сделан на основе одноименной программы, предназначенной для решения стационарного и нестационарного уравнений переноса нейтронов.

Пространственно-зависимая динамика в покассетном представлении описывается нестационарными групповыми уравнениями диффузии в HEX-Z- или D-Z-геометрии.

Расчет начинается с подготовки констант с помощью комплекса TRIGEX. Реализован следующий алгоритм пересчета динамических констант. Сначала для данной модели реактора рассчитываются несколько наборов констант, соответствующих нескольким опорным значениям параметров: температуре топлива, плотности натрия (отдельно в активной зоне и в натриевой полости, если таковая имеется) и температуре стали. Указанные наборы констант в 2-групповом представлении рассчитываются по программе TRIGEX перед началом динамического расчета. Расчет по TRIGEX проводится на базе 26-групповой системы БНАБ. В константный блок входит программа MAG\_CFLIB, используемая для проверки корректности моделирования эффектов реактивности с библиотекой мало групповых констант. При использовании библиотеки параметризованных констант очень важным является проверка составляющей моделирования эффектов реактивности, обусловленных непосредственно подготовленными мало групповыми константами и аппроксимационными алгоритмами. Для анализа этих эффектов используется специализированная программа, позволяющая проводить серии стационарных расчетов с варьированием параметров аппроксимации и вычисления эффектов реактивности. Использование такой программы позволяет решать и более широкий круг задач, в частности, осуществлять эффективную подгонку констант под известные из экспериментов либо из прецизионных расчетов значения эффектов реактивности. Непосредственно подготовку динамических констант осуществляет программа CONST в модуле MAG по пространственному распределению параметров (температуре топлива, плотности натрия, температуре стали) в каждом аксиальном слое каждой ТВС (в каждой расчетной ячейке).

Динамические константы в программе MAG вычисляются с использованием линейной интерполяции по опорным значениям.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ТЕСТИРОВАНИЯ КОДА UNICO

Тестирование кода UNICO осуществлялось на задаче расчета динамики параметров АЗ при постулируемом изменении температуры теплоносителя на входе в активную зону. В качестве объекта анализа был выбран быстрый натриевый реактор большой мощности.

Рассматривались два различных сценария. В первом сценарии постулировалось симметричное (не зависящее от угловой координаты) изменение температуры на входе в активную зону, а именно, предполагалось, что в момент времени  $t = 2$  с температура натрия на входе в активную зону скачкообразно уменьшается или увеличивается на  $\Delta T = 100$  °С. На рисунках 5, 6 приведены результаты расчета переходного процесса в случае, когда учитываются все составляющие эффекта реактивности. Наблюдаемые вариации мощности сборки являются следствием движения волны «холодного» натрия по высоте активной зоны. В целом мощность «контрольной» ТВС при снижении температуры входа на 100 °С увеличилась на 6%.

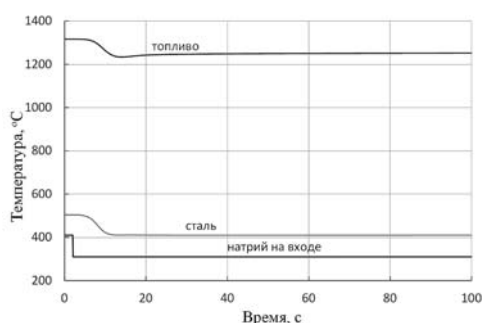


Рис. 5. Динамика температур топлива, оболочки и натрия в «контрольной» сборке

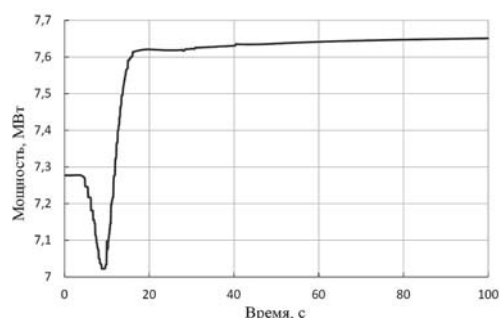


Рис. 6. Динамика относительной мощности «контрольной» сборки

Во втором сценарии постулировалось несимметричное по углу возмущение температуры натрия на входе в активную зону, а именно, предполагалось, что в момент времени  $\tau = 2$  с температура натрия на входе скачкообразно уменьшается или увеличивается на  $100^\circ\text{C}$  только в  $1/4$  входного сечения АЗ – секторе  $X < 0, Y > 0$ , а в остальной части входного сечения температура натрия увеличивается таким образом, чтобы среднесмешанная температура оставалась равной температуре входа до возмущения. Это делается, чтобы выделить в чистом виде эффект влияния только азимутальной неравномерности. Как показывает расчет, интегральное увеличение мощности при таком исходном возмущении невелико – около 1%. Однако локальные изменения энерговыделения больше, и после завершения переходного процесса составляют плюс или минус 3% в зависимости от знака возмущения температуры в выбранном секторе (рис. 7). Таким образом, результаты расчета тестовых задач подтверждают работоспособность кода. Дальнейшие усилия предполагается направить на верификацию кода на экспериментальных данных.

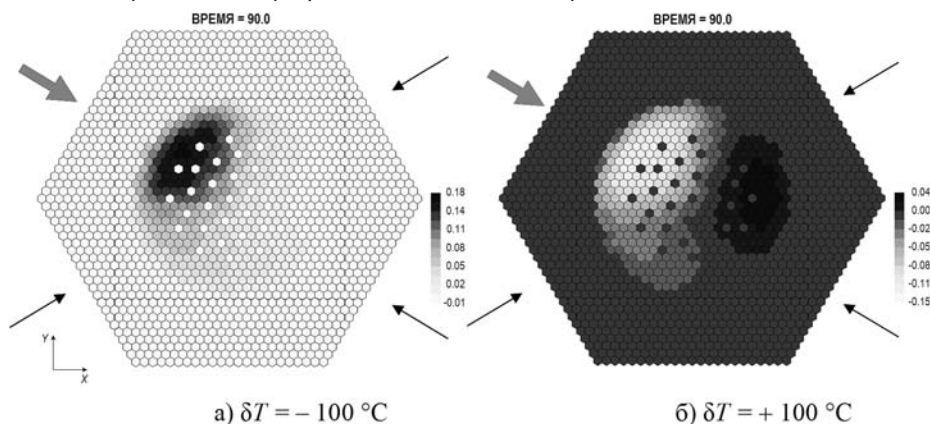


Рис. 7. Относительное изменение мощности сборок при возмущении температуры на входе в активную зону в секторе  $X < 0, Y > 0$

### Литература

1. Рачков В.И. Атомная энергетика как важнейший фактор устойчивого развития России в XXI веке. // Энергосбережение и водоподготовка. – 2006. – № 6. – С. 2-4.
2. Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200. // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201-205.
3. Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – № 6. – С. 319-330.
4. Швецов Ю.Е. SACTA-3D – теплогидравлический код для покассетного анализа температур-

ного состояния активной зоны / Сб. докл. межведомственного семинара «Теплогидравлические аспекты безопасности активных зон, охлаждаемых водой и жидкими металлами». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2008.

5. *Kuznetsov I.A., Shvetsov Yu.E.* Calculation of thermal-hydraulic parameters of fast neutron with account of inter-fuel-assembly space influence. Book of extended synopses / International meeting FR09, Dec. 7-11, 2009. – IAEA, Kyoto, Japan. – CN-176. – 2009. – PP. 483.

6. Verification and validation of LMFBR static core mechanics codes. / Part I. Final report of coordinated research program on intercomparison of LMFBR core mechanics codes / IAEA, – IWGFR/75, Vienna, Austria. – 1990.

7. *Забудько Л.М., Лихачев Ю.И., Прошкин А.А.* Работоспособность ТВС быстрых реакторов. – М.: Энергоатомиздат. – 1988.

8. *Suslov I.R., Babanakov D.M.* MAG – The Code for Fine Mesh WWER Calculations / Proc. of 6-th Symposium AER. – 1996.

9. *Suslov I.R.* A preliminary result of calculation of extrapolated-to-zero-mesh-size solution (EZMSS) of the second AER kinetic benchmark by finite-difference code MAG Proceedings of the tenth Symposium of AER. Moscow, 2000. – PP. 449-454.

10. *Суслов И.Р.* Система вычислительных бенчмарков для нейтронно-физических расчетов ВВЭР. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №2. – С. 80-89.

Поступила в редакцию 07.11.2013 г.

### Авторы

Швецов Юрий Евгеньевич, ведущий научный сотрудник ЧУ «ИТЦП «ПРОРЫВ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: shvetsov@ippe.ru

Ашурко Юрий Михайлович, начальник лаборатории ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: ashurko@ippe.ru

Суслов Игорь Рюрикович, главный специалист ЧУ ИТЦП «ПРОРЫВ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат физ.-мат. наук.

E-mail: suslov@ippe.ru

Раскач Кирилл Федорович, ведущий научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат физ.-мат. наук.

E-mail: abbn@ippe.ru

Забудько Людмила Михайловна, главный специалист ЧУ «ИТЦП «ПРОРЫВ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: lزابoud@ippe.ru

Мариненко Евгений Егорович, старший научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

E-mail: emarinenko@ippe.ru

УДК: 621.039.51

## THE UNICO MULTI-PHYSICS CODE TO ANALYZE TRANSIENTS IN SODIUM FAST REACTORS

Shvetsov Yu. E., Ashurko Yu.M., Suslov I.R., Raskach K.F., Zabud'ko L.M., Marinenko E.E.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering  
named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

The Russian multi-physics code UNICO is designed to analyze in detail the temperature and velocity fields in the fast reactor core, under transient conditions. The code is meant to make 3D coupled computation of neutronic, thermal-hydraulic and thermal-mechanic characteristics accurate to each separate core fuel assembly (FA). A core thermal hydraulic model is a set of fuel assemblies installed into an inter-wrapper space. Sodium thermal hydraulics in the core inter-wrapper space is calculated in 3D approximation and the relevant equation system is solved in the triangular computational mesh. Sodium velocity and temperature distribution are taken into account inside each fuel assembly. A 3D FA model is used to calculate the temperature of fuel and steel cladding. Based on the information about the temperature of fuel, fuel element cladding and FA wrappers the core deformation behaviour is analyzed and then the respective changes in neutronic characteristics are calculated. The results of test calculations are given; they confirm the fact that insufficiently correct consideration of spatial distribution of thermal hydraulic parameters in the reactor core can cause appreciable errors (uncertainties).

**Key words:** multi-physics code, neutronics, thermal hydrolics, thermal mechanics, reactor core, fast reactor, dynamics.

### REFERENCES

1. Rachkov V.I. Atomnaya energetika kak vazhnejshij faktor ustojchivogo razvitiya Rossii v XXI veke [Nuclear energy as an important factor for sustainable development of Russia in XXI century]. *Energoberezhenie i vodopodgotovka*. 2006, no. 6, pp. 2–4.
2. Rachkov V.I., Poplavskij V.M., Tsiubulya A.M. e.a. Konceptiya perspektivnogo energobloka s bystrym natrievym reaktorom BN-1200 [Concept of prospective of power unit with fast neutron reactor BN-1200]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, no. 4, pp. 201–205.
3. Adamov E.O., Dzhhalovyan A.V., Lopatkin A.V. e.a. Konceptual'nye polozheniya strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii v perspektive do 2100 g. [Conceptual Development Strategy of Russian nuclear power in the run up to 2100]. *Atomnaya energiya*. 2012, vol. 112, no. 6, pp. 319–330.
4. Shvecov Yu.E. SACTA-3D – teplogidravlicheskiy kod dlya pokassetnogo analiza temperaturnogo sostoyaniya aktivnoj zony. Sbornik dokladov mezhdovedomstvennogo seminara «Teplogidravlicheskie aspekty bezopasnosti aktivnyh zon, ohlazhdaemyh vodoj i zhidkimi metallami». [SACTA-3D thermohydraulic code for assembly-by-assembly analysis of core temperature. Proceedings of the Interdepartmental Workshop on Thermohydraulic Aspects of Water- and Liquid Metal-Cooled Core Safety]. Obninsk, SSC RF-IPPE, 2008. (in Russian).
5. Kuznetsov I.A., Shvetsov Yu.E. Calculation of thermal-hydraulic parameters of fast neutron with account of inter-fuel-assembly space influence. Book of extended synopses, International meeting FR09, Dec. 7-11, 2009. IAEA, Kyoto, Japan. CN-176. 2009. 483 p.
6. Verification and validation of LMFBR static core mechanics codes. Part I. Final report of co-ordinated research program on intercomparison of LMFBR core mechanics codes. IAEA,

IWGFR/75, Vienna, Austria. 1990.

7. Zabud'ko L.M., Lihachev Yu.I., Proshkin A.A. *Rabotosposobnost' TVS bystryh reaktorov*. [Performance of fast reactor fuel assemblies]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1988.

8. Suslov I.R., Babanakov D.M. MAG – The Code for Fine Mesh WWER Calculations. Proc. of 6-th Symposium AER. 1996.

9. Suslov I.R. A preliminary result of calculation of extrapolated-to-zero-mesh-size solution (EZMSS) of the second AER kinetic benchmark by finite-difference code MAG. Proceedings of the tenth Symposium of AER. Moscow, 2000, pp. 449–454.

10. Suslov I.R. Sistema vychislitel'nyh benchmarkov dlya nejtronno-fizicheskikh raschetov WWER [Computing system benchmarks for neutronic calculations of WWER]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2008, no. 2, pp. 80–89.

### Authors

Shvetsov Yuriy Evgen'evich, Leading Researcher, Institution «ITC «PRORYV» Project», FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: shvetsov@ippe.ru

Ashurko Yuriy Mikhajlovich, Head of Laboratory, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: ashurko@ippe.ru

Suslov Igor' Ryurikovich, Chief Specialist, Institution «ITC «PRORYV» Project», FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Phys.-Math.).

E-mail: suslov@ippe.ru

Raskach Kirill Fyodorovich, Leading Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Phys.-Math.).

E-mail: abbn@ippe.ru

Zabud'ko Lyudmila Mikhajlovna, Chief Specialist, Institution «ITC «PRORYV» Project», FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: lزابoud@ippe.ru

Marinenko Evgenij Egorovich, Senior Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE».

E-mail: emarinenko@ippe.ru



## МОДЕЛИРОВАНИЕ РАБОТЫ МЕЖДУНАРОДНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦЕНТРА ПО ПРЕДОСТАВЛЕНИЮ УСЛУГ СТРАНАМ БЛИЖНЕГО ЗАРУБЕЖЬЯ

**В.М. Декусар, А.Ф. Егоров, А.Г. Калашников, В.В. Коробейников,  
В.Е. Коробицын, А.Л. Мосеев, П.А. Мосеев**  
*ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И.Лейпунского, г. Обнинск*

**Р**

Перед страной, только начинающей свою ядерную программу, стоит задача получить информацию о проблемах, сопровождающих все этапы ядерного топливного цикла. Четко определенная по срокам долгосрочная национальная программа атомной энергетики позволит определить требования к ЯТЦ и, соответственно, выявить необходимые в первую очередь компоненты ядерной энергетической системы. Не обладая опытом обращения с ядерными материалами, страны, впервые приступающие к развитию АЭ, вынуждены во многом полагаться на поставщика технологии. Использование странами-новичками практического опыта государств с развитой АЭ позволяет не только сократить существующий между ними технологический разрыв, но и уменьшить неопределенность оценок уровня стартовых затрат на развитие собственной ЯЭС. Гораздо сложнее стоит вопрос обращения с ОЯТ, объемы которого за время эксплуатации АЭС, скорее всего, накоплены существенные. Решение этого вопроса оказывает серьезное влияние как на экологическую оценку национального ядерного топливного цикла, так и на экономическую.

В статье описано расчетное моделирование работы международного ядерного топливного центра (МЯТЦ). В качестве потенциальных участников моделируемого центра были выбраны Россия, Украина, Армения и Белоруссия (страны СНГ). Для расчетного моделирования использовались программа энергетического планирования общей энергетики MESSAGE (разработка МАГАТЭ) и программное средство детального моделирования ЯТЦ CYCLE (разработка ГНЦ РФ-ФЭИ). Для анализа преимуществ, получаемых Россией и странами-участницами от создания МЯТЦ, были рассчитаны характеристики двух сценариев развития атомной энергетики России, Украины, республик Армения и Беларусь – независимого развития этих стран и совместного.

В результате исследований для выбранных сценариев установлено, что – запуск БР с использованием плутония, полученного при переработке топлива реакторов типа ВВЭР-1000, позволяет оптимизировать парк реакторов путем постепенной замены части тепловых реакторов на быстрые и, следовательно, экономить природный уран;

– совместное развитие АЭ стран-участниц МЯТЦ позволяет перерабатывать все наработанное облученное топливо, объем которого составит около 124 тыс. т. Это даст возможность избежать строительства хранилища, равного по вместимости двум хранилищам типа Юкка-Маунтин.

**Ключевые слова:** моделирование топливного цикла, легководные реакторы, тяжеловодные реакторы, реакторы на быстрых нейтронах, синергия, природный уран, оптимизация, мировая ядерная энергетика, топливные балансы.

### **ВВЕДЕНИЕ**

События в Фукусиме вновь заставляют задуматься о проблемах использования ядерной энергии. В первое время после аварии высказывалось опасение, что развитие атомной энергетики будет приостановлено. И действительно, ряд стран пересмотрели свои позиции, но в мире в целом данный тезис не получил серьезного распространения. Заявления о свертывании национальных мирных атомных программ сделали преимущественно страны, которые либо и так это планировали, либо еще не приступали к развитию атомной энергетики. Остальные страны, в которых доля ядерной генерации достаточно высока, не предполагают сворачивать свои программы развития мирного атома [1, 2].

Активное развитие атомной энергетики ведет не только к расширению круга стран, использующих АЭ, увеличению объемов поставляемой на рынок энергии [3, 4] и необходимости обеспечения атомной энергетики достаточными топливными ресурсами, но и к изменению ее глобальной инфраструктуры при одновременном совершенствовании принципов ее использования на уровне межгосударственных отношений. Крупномасштабная ядерная энергетика уже не может развиваться изолированно. В отдельных регионах требуется скоординированная многонациональная деятельность, связанная с широкомасштабными потоками ядерных материалов (от природного урана до ОЯТ) при соблюдении режимов нераспространения. Можно сказать, что глобальное развитие ядерной системы будет определяться решением проблемы безопасного обращения с ядерными материалами.

В целях повышения устойчивости ядерного топливного цикла к рискам распространения в последние годы было предложено ряд инициатив, направленных на интернационализацию наиболее чувствительных этапов [5, 6]. Основная цель – поставить ЯТЦ под международный контроль таким образом, чтобы исключить возможность скрытной наработки оружейных материалов, обеспечивая при этом заинтересованные страны гарантированными поставками ядерного топлива и других услуг в области ЯТЦ.

Таким образом, именно переход к международному сотрудничеству в области развития ядерных технологий, обмена знаниями и новыми технологиями позволит решать вопросы энергетической безопасности на основе рационального потребления природных ресурсов, экономической и экологической привлекательности и с соблюдением всех международных норм безопасности и нераспространения.

### **АНАЛИЗ ПОТРЕБНОСТЕЙ СТРАН В УСЛУГАХ ЯТЦ**

Для анализа потребностей в услугах ядерного топливного цикла можно выделить три крупные группы государств: страны, только начинающие развивать собственную ядерную программу; страны, имеющие опыт эксплуатации АЭС, но не обладающие технологиями для всех этапов топливного цикла, и страны, имеющие опыт работы со всеми этапами ядерного топливного цикла.

Перед страной, только начинающей ядерную программу, в первую очередь, стоит задача получить информацию о проблемах, сопровождающих все этапы ядерного цикла. Четко определенная долгосрочная национальная программа по атомной энергетике позволит определить требования к ЯТЦ и, соответственно, выявить первоочередные компоненты ядерной энергетической системы.

Не обладая опытом обращения с ядерными материалами, страны, впервые приступающие к развитию атомной энергетики, вынуждены во многом полагаться на поставщика технологии. Использование странами-новичками практического опыта государств с

развитой АЭ позволяет не только сократить существующий между ними разрыв, но и уменьшить неопределенность оценок уровня стартовых затрат на развитие собственной ядерно-энергетической системы (ЯЭС).

Существующий международный рынок услуг в начальной части топливного цикла позволяет вступить в ядерную программу, избегая строительства собственных заводов по производству ядерного топлива, либо благодаря самостоятельному выходу на мировой рынок, либо обращаясь в международные ядерные топливные центры (МЯТЦ), поставляющие ядерное топливо под гарантии МАГАТЭ [7]. Кооперация страны-новичка и страны-разработчика (владельца) ядерной технологии дает возможность развивать свою национальную программу, используя уже существующие коммерческие технологии, что экономит как временные, так и финансовые ресурсы, позволяя при этом все-сторонне использовать опыт, накопленный страной, реализующей коммерческий продукт, в процессе отработки технологий на своей территории. С другой стороны, под таким сотрудничеством чаще всего подразумеваются межправительственные соглашения, которые являются серьезной гарантией поставок ядерного топлива и услуг ЯТЦ.

Гораздо сложнее стоит проблема обращения с ОЯТ – за время эксплуатации АЭС накапливаются его существенные объемы. Решение этого вопроса оказывает серьезное влияние как на экологическую оценку национального ядерного топливного цикла, так и на экономическую.

Для примера, инвестиции в строительство завода по переработке и соответствующей инфраструктуре в США (штат Миссисипи) в среднесрочной перспективе (25 лет) оцениваются в 15 млрд US\$ [8]. Такая возможность рассматривалась 26 августа 2013 г. на заседании в Комитете по экономическому развитию Сената штата, Институт энергетике Миссисипи (МЕИ).

На сегодняшний день заводы по переработке ОЯТ действуют лишь в четырех странах мира – России, Франции, Великобритании и Японии. Единственная страна в мире, которая оказывает услуги по переработке ОЯТ, – Франция, причем отходы переработки, согласно французскому законодательству, возвращаются в страну назначения. Россия осуществляет вывоз на свою территорию произведенного в СССР (России) ядерного топлива реакторов, построенных за рубежом по российским проектам. Программой возврата такого топлива сегодня охвачены 14 стран – Белоруссия, Болгария, Венгрия, Вьетнам, Германия, Казахстан, Латвия, Ливия, Польша, Румыния, Сербия, Узбекистан, Украина и Чехия.

Таким образом, можно сказать, что решение проблемы конечной стадии ЯТЦ в наибольшей степени требует кооперации усилий различных стран. Совместная деятельность в этом направлении для стран-потребителей позволяет использовать уже разработанные технологии переработки, избегая стадии освоения и строительства собственного завода, а для стран-разработчиков технологии дает возможность ее экономически выгодного использования, что позволит расширять исследования в направлении развития этих технологий. Кооперация поставщиков и потребителей технологий переработки сможет сформировать взаимовыгодное сотрудничество в рамках Регионального международного ядерного топливного центра (РМЯТЦ).

### **ПРИНЦИПЫ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ РМЯТЦ**

Основной задачей Регионального международного ядерного топливного центра является обеспечение гарантированного доступа ко всем составным элементам и услугам, предоставляемым Центром, включая доступ к мощностям по обогащению урана для изготовления топлива (порошков, таблеток, тепловыделяющих сборок) для нужд атомной энергетике, хранилищу ядерного топлива, заводу по переработке ОЯТ.

В наиболее общей форме можно выделить следующие услуги, которые мог бы предоставлять Центр:

- подготовка специалистов в области АЭ;
- обогащение урана;
- производство ядерного топлива;
- лизинг ядерного топлива;
- переработка ОЯТ;
- хранение «рециклированного» урана и плутония;
- окончательное захоронение РАО (в «централизованном» хранилище).

Вариант схемы реализации такого Центра представлен на рис. 1.



Рис. 1. Схема реализации РМЯТЦ

Безусловно, нельзя говорить о том, что все услуги Центра в полной мере выгодны абсолютно всем странам. Так, например, лизинг ядерного топлива для стран с уже развитой атомной отраслью не может рассматриваться как приоритетный, так как он тормозит развитие собственной инфраструктуры атомной энергетики но, с другой стороны, гарантированные поставки топлива могут снять напряжение в вопросе топливного обеспечения АЭС. С другой стороны, при строительстве АЭС страна-получатель может активно задействовать собственные промышленные возможности, взяв на себя изготовление значительной части оборудования. Таким образом, в зависимости от своих потребностей, перспектив развития и имеющейся инфраструктуры государство может выбирать наиболее интересные в технологическом и экономическом плане услуги Центра.

Пилотным проектом в реализации таких центров является Международный центр по обогащению урана (ОАО «МЦОУ»), созданный в России в г. Ангарске [9].

Основные принципы функционирования Центра:

- недискриминационные условия для членства в Центре;
- функционирование под гарантиями МАГАТЭ;
- политический и экономический эффекты участия в Центре превосходит потери от отказа в развитии собственных ядерно-чувствительных технологий и предприятий;
- возможность работы на рынке по реализации топливных услуг;
- прозрачность и рентабельность коммерческой деятельности.

### **МОДЕЛИРОВАНИЕ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ РМЯТЦ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНЫХ КОДОВ MESSAGE И CYCLE**

В качестве потенциальных участников Центра были выбраны страны СНГ:

Россия, Украина, Армения и Белоруссия.

Россия, обладая значительным опытом в освоении реакторных технологий, технологий топливного цикла и эксплуатации АЭС, имеет развитую инфраструктуру ядерного топливного цикла, включая предприятия по добыче, конверсии и обогащению природного урана, заводы по изготовлению свежего топлива, предприятия по сооружению АЭС и изготовлению оборудования для АЭС и реакторов, завод РТ-1 по переработке ОЯТ, сухие и мокрые хранилища ОЯТ, а также мощный научный и промышленный потенциал в разработке инновационных энергоэффективных и безопасных технологий. В рассматриваемой модели Россия выступает в роли потенциального организатора РМЯТЦ.

Украину и Армению можно отнести к группе стран-пользователей ядерных технологий. В настоящее время на Украине эксплуатируются легководные реакторы российского дизайна (ВВЭР-440, ВВЭР-1000). На территории Украины расположено крупнейшее в Европе предприятие по добыче и переработке урановой руды. Украина планирует в 2015 г. ввести в эксплуатацию завод по производству ядерного топлива мощностью 400 тонн урана в год для реакторов типа ВВЭР-1000. Основная масса образовавшегося ОЯТ всех АЭС Украины находится на стадии технологического хранения (в бассейнах выдержки и сухом хранилище). На Запорожской АЭС для безопасного хранения ОЯТ введено в эксплуатацию пристанционное хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 на основе технологии сухого контейнерного хранения. Вопрос дальнейшего обращения с ОТВС после хранения не определен. Для обращения с ОЯТ Ровенской, Хмельницкой и Южно-Украинской АЭС реализована схема в рамках контрактов с Россией, согласно которой ОЯТ после выдержки в бассейнах направляется в Россию на переработку с возвратом остеклованных ВАО не позднее, чем через 20 лет после приема ОЯТ на переработку. В настоящее время на заводе РТ-1 ФГУП «Маяк» происходит переработка только ОЯТ ВВЭР-440, а ОЯТ ВВЭР-1000 находится на технологической выдержке ввиду отсутствия перерабатывающих мощностей (завод РТ-2).

18 октября 2011 г. Верховная Рада Украины приняла за основу законопроект «Об обращении с отработавшим ядерным топливом», который предусматривает строительство централизованного хранилища ОЯТ атомных станций Украины. Хранилище станет частью единого комплекса по обращению с ОЯТ ГСП «Чернобыльская АЭС», и на нем будет применена технология поверхностного «сухого» хранения контейнерного типа. Общая вместимость централизованного хранилища отработавшего ядерного топлива (ЦХОЯТ) будет составлять 16529 отработавших тепловыделяющих сборок реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 [10]. При моделировании анализировался сценарий «отложенное решение», где данное хранилище не моделируется.

В Армении работает единственная в регионе атомная станция – Армянская АЭС, состоящая из двух энергоблоков с российским реактором ВВЭР-440 первого поколения (первый блок в настоящее время остановлен). Армения использует открытый ядерный топливный цикл. Все ядерное топливо для Армянской АЭС поставляется Россией. Отработавшее ядерное топливо хранится три года «мокрым» методом в бассейне, а затем поступает в сухое хранилище, где содержится в течение 50-ти лет.

16 февраля 2012 г. в Ереване министр энергетики и природных ресурсов Армении Армен Мовсисян сообщил журналистам, что «новый энергоблок АЭС в Армении планируется ввести в эксплуатацию в 2019 – 2020 гг.» [11]. В сценариях заложен ввод в 2017 г. нового улучшенного блока ВВЭР (УВВЭР) в эксплуатацию.

Республика Беларусь является примером страны-новичка, которая намерена развивать АЭ. В Республике Беларусь планируется построить двухблочную АЭС российского дизайна (АЭС-2006) с вводом в эксплуатацию первого энергоблока в 2016 г. и второго – в 2018 г.

Предполагается, что Россия будет поставлять топливо для Белорусской АЭС в течение всего времени ее эксплуатации и забирать отработавшее ядерное топливо на переработку.

Для расчетного моделирования использовались программа MESSAGE[12] и код CYCLE[13].

Для анализа преимуществ, получаемых Россией и странами-участницами от создания РМЯТЦ, с помощью ПК CYCLE были рассчитаны характеристики двух сценариев развития атомной энергетики России, Украины, республик Армения и Беларусь – независимого развития этих стран и совместного.

В первом сценарии рассматривался вариант, когда ОЯТ, нарабатываемое в реакторах типа ВВЭР-1000 указанных стран за исключением России, направляется в хранилища, т. е. в этих странах реализуется открытый ТЦ. При этом предполагается, что обогащение урана осуществляется на российских разделительных мощностях. Изготовление топлива также осуществляется в России за исключением АЭС Украины, топливо для которых в дальнейшем будет изготавливаться по российской технологии на местном заводе после его пуска.

В соответствии с рассматриваемым сценарием в России осуществляется переработка ОЯТ реакторов типа ВВЭР, использование выделенного плутония для запуска и подпитки БР, постепенная замена тепловых реакторов на быстрые и замыкание ТЦ с помощью быстрых реакторов.

Во втором сценарии рассматривался вариант совместного развития АЭ указанных стран с использованием РМЯТЦ. В этом варианте ОЯТ реакторов типа ВВЭР-1000 Украины, Армении и Беларуси перерабатывается в рамках РМЯТЦ с выделением плутония и МА. Это позволяет сильно снизить требуемые объемы хранилищ ОЯТ и, используя выделенный плутоний, ввести дополнительное количество БР по сравнению с количеством БР, вводимых в результате переработки только российского ОЯТ.

При этом в обоих сценариях во всех странах, кроме России, обеспечение уровня мощности АЭ стран-участниц в соответствии с предполагаемыми национальными стратегиями развития АЭ до 2100 г. осуществляется тепловыми реакторами типа ВВЭР-1000. В России ввод тепловых реакторов прекращается в 2050 г.

В обоих сценариях предполагается, что ОЯТ реакторов типа ВВЭР-440 перерабатывается на заводе РТ-1. Исключение составляет ОЯТ армянских реакторов ВВЭР-440, которое предполагается хранить в «сухом» хранилище. Также в обоих сценариях не предполагается переработка ОЯТ российских и украинских реакторов РБМК, которое предполагается разместить в проектируемых «сухих» хранилищах России и Украины.

#### **Сценарий развития АЭ России**

Предполагалось, что в дополнение к существующему парку реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК вводятся реакторы ВВЭР-1000 нового поколения со сроком службы 60 лет. Кроме того с 2018 г. начинается ввод РУ БН-1200 [14, 15] мощностью 1200 МВт(э) по следующему графику:

- 2018 – 2035 гг. – малая серия блоков БН-1200, состоящая из девяти блоков, причем первый блок вводится в 2018 г., затем, начиная с 2021 г., вводится еще восемь блоков (по одному блоку в два года);

- с 2035 по 2040 гг. – коммерческие БН-1200 вводятся ежегодно;

- с 2041 по 2050 гг. – коммерческие БН-1200 вводятся по два блока в год.

Всего с 2018 по 2050 гг. вводится 34 РУ с реакторами БН-1200.

Количество новых РУ с реакторами ВВЭР-1000 нового поколения определялось из условия, чтобы темп роста установленной мощности АЭС с реакторами всех типов (работающих в настоящее время и постепенно выводимых из действия ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК, ВВЭР-1000 нового поколения и реакторов БН-1200) соответствовал утвержденной энергетической стратегии развития до 2030 г. [16], а в период с 2030 по 2050 гг. суммарная мощность АЭС увеличивалась с таким же темпом, как в период с 2008 по 2030 гг. При этом количество введенных реакторов ВВЭР-1000 нового поколения составит 41 в 2030 г. и 58 – в 2050 г.

Суммарная мощность АЭ России в рассматриваемом сценарии достигает 56,6 ГВт к 2030 г., 100 ГВт к 2050 г. и 184 ГВт к 2100 г. При этом вклад БР к 2050 г. достигает 40%. Доля мощности АЭС с быстрыми реакторами в общей мощности АЭС составит в 2050 г. 40%.

После 2050 г. ввод новых реакторов на тепловых нейтронах прекращается, а ввод быстрых реакторов производится с максимально возможным темпом, при котором переработка ОЯТ работающих тепловых и быстрых реакторов производится «с колес», т.е. без задержки, а практически весь выделяемый плутоний идет на подпитку работающих БР и запуск новых.

Предполагалось, что ОЯТ реакторов ВВЭР-440 перерабатывается на заводе РТ-1. Максимальная производительность завода РТ-1 по плутонию: до 2020 г. – 1 т/г.; с 2021 г. – 4 т/г. (как результат предполагаемой реконструкции).

Предполагается, что начиная с 2016 г. и до закрытия завода в 2033 г., избыточная мощность завода РТ-1 используется для переработки ОЯТ реакторов ВВЭР-1000.

Переработка топлива реакторов РБМК не предполагается.

Пуск завода по переработке ОЯТ быстрых реакторов производится в 2035 г. Производительность завода составит

- с 2035 по 2044 гг. – 29 т Рц/г.;
- с 2045 по 2054 гг. – 85 т Рц/г.

Далее предполагалось, что начиная с 2055 г. производительность завода увеличивается так, чтобы он мог перерабатывать ОЯТ БР, поступающее из бассейнов выдержки без задержки. Требуемая при этом производительность завода по плутонию со временем увеличивается и достигает 300 т Рц/г. в 2110 г.

*Потребление природного урана.* В базовом сценарии потребление природного урана заканчивается в 2110 г. и составляет к этому времени 840 тыс. т. Запасы урана с учетом их дальнейшей разведки оцениваются примерно в 1,64 млн. т [17], что в два раза превышает количество урана, требующееся для работы российских АЭС. Таким образом, при реализации базового сценария остается значительное количество урана для изготовления топлива для поставляемых на экспорт тепловых реакторов российского дизайна.

*Потребность в разделительном производстве.* Для обеспечения функционирования атомной энергетики России в соответствии с предполагаемым сценарием требуется

- к 2020 г. 5 млн. ЕРР/г.;
- в 2030 г. 8,3 млн. ЕРР/г.;
- в 2050 г. 10 млн. ЕРР/г.

Действующие мощности обогатительных комбинатов составляют в 20 – 25 млн. ЕРР. Таким образом, в России имеет место наличие значительных мощностей, избыточных для внутреннего потребления, что требует максимальной поддержки экспорта ЕРР.

*Наработка отвального урана.* Накопление обедненного урана за весь срок производства топлива для введенных до 2050 г. реакторов отечественных АЭС составит около 720 тыс. т.

*Накопление облученного ядерного топлива (ОЯТ). Заполнение действующих и проектируемых хранилищ ОЯТ.* Сравнение объемов наработки ОЯТ и объемов хранилищ показывает, что имеющийся и планируемый объем хранилищ ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 намного превосходит потребности размещения ОЯТ российских реакторов. Однако следует иметь в виду, что существующее хранилище на ГХК уже содержит некоторую часть топлива зарубежных реакторов ВВЭР-1000. Кроме того, следует принять во внимание, что к 2050 г. будет дополнительно накоплено 23 тыс. т ОЯТ на зарубежных АЭС российского дизайна с учетом только действующих АЭС и АЭС, на строительство которых уже заключены контракты. Возврат этого ОЯТ обязателен в страну происхождения этого топлива. Проблема долговременного хранения ОЯТ реакторов РБМК решается за счет

ввода сухого хранилища на ГХК.

*Накопление плутония и МА.* Накопления плутония на складе не происходит, т. к. он расходуется на изготовление топлива для вновь вводимых и работающих быстрых реакторов. В отличие от плутония младшие актиниды (Np, Am и Cm) после их выделения при переработке ОЯТ в рассматриваемом сценарии не используются для изготовления топлива БР, поэтому они накапливаются на складах.

#### **Основные характеристики развития АЭ стран-участниц РМЯТЦ**

Для анализа сценариев развития АЭ рассмотрим основные характеристики ядерных топливных циклов России, Украины, Армении и Белоруссии.

*Суммарная мощность энергоблоков АЭС стран-участниц РМЯТЦ.* Суммарная мощность АЭС потенциальных стран-участниц РМЯТЦ в соответствии с рассмотренным сценарием развития АЭ составит 87 ГВт(э) к 2030 г., 137 ГВт(э) к 2050 г., 240 ГВт(э) к 2100 г. В 2100 г. большую часть суммарной мощности (78%) будут обеспечивать АЭС с российскими быстрыми реакторами.

*Потребление природного урана реакторами стран-участниц РМЯТЦ.* Полное потребление природного урана тепловыми реакторами стран-участниц РМЯТЦ при развитии их АЭ по отдельному сценарию, при условии, что до 2100 г. БР вводит только Россия, составит 1,70 млн. т. Эта цифра на 140 тыс. т меньше суммарного прогнозируемого запаса урана в России и Украине (1,84 млн. т). При развитии АЭ Украины по низкому сценарию, при котором мощность ее АЭС с 2030 г. не будет увеличиваться и сохранится до 2100 г. на уровне 20 ГВт(э), потребление урана в Украине будет меньше на 400 тыс. т, и суммарное потребление природного урана АЭС рассматриваемых стран-участниц РМЯТЦ составит 1,30 млн.т.

*Потребность в разделительном производстве стран-участниц РМЯТЦ.* Требуемая мощность разделительных производств достигает максимального значения в районе 2070 г. и составляет около 18 млн. ЕРР/г., что не превосходит уже действующие мощности обогатительных комбинатов России (20 – 25 млн. ЕРР/г.).

*Наработка отвального урана стран-участниц РМЯТЦ.* Суммарная наработка отвального урана при производстве топлива для реакторов стран-участниц РМЯТЦ от начала производства до 2100 г. составит 1,32 млн. т. С учетом обеспечения топливом тепловых реакторов до конца их срока службы эта цифра увеличится до 1,61 млн. т.

*Накопление ОЯТ реакторов стран-участниц РМЯТЦ.* Суммарное накопление ОЯТ реакторов стран-участниц РМЯТЦ к 2100 г. в случае отдельного развития их АЭ составит 97,7 тыс. т. ОЯТ российских реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и БН-1200 в эту величину не входят, так как они перерабатываются на заводах РТ-1, ОДЦ, РТ-2 и ПЗ для реакторов БН. Считается, что ОЯТ украинских реакторов ВВЭР-440 тоже перерабатывается на заводе РТ-1 и также не входит в эту величину. Из реакторов ВВЭР-440 в нее входит только ОЯТ армянских реакторов такого типа, составляющее около 0,5 тыс. т, которое длительное время будут храниться в «сухом» хранилище на территории республики Армения.

Суммарное количество ОЯТ российских и украинских реакторов РБМК составит 19,3 тыс. т и будет размещено в «сухих» хранилищах России и Украины. Оставшиеся 77,9 тыс. т составляют ОЯТ реакторов ВВЭР-1000. Из этого количества 3,7 тыс. т предполагается хранить в «сухом» хранилище Запорожской АЭС. Как сказано ранее, условно также будем считать, что около 2 тыс. т ОЯТ украинских ВВЭР-1000 уже перевезено в хранилище на ГХК. Таким образом, неразмещенными к 2100 г. остаются около 72,2 тыс. т ОЯТ украинских, армянского и белорусских реакторов типа ВВЭР-1000.

После 2100 г. и до конца срока службы реакторов будет наработано ОЯТ еще 46,5 тыс. т украинскими, 3,6 тыс. т белорусскими и 1,5 тыс. т армянским реакторами.



Даже при развитии АЭ Украины по низкому сценарию, когда суммарная мощность АЭ составит в 2030 г. 20 ГВт(э) и останется на этом уровне до 2100 г., накопление ОЯТ в указанных трех странах составит около 70 тыс. т.

#### Расчетные исследования по коду MESSAGE

MESSAGE использовался для построения оптимальной стратегии использования реакторных технологий с учетом заданных пользователем ограничений [18]. В рассматриваемой модели такими ограничениями являются заданный сценарий развития АЭ, ресурсы урана и стоимость их извлечения, доступные мощности предприятий ЯТЦ, в том числе и перерабатывающих заводов, стоимости технологий реакторов и их ЯТЦ, наличие плутония для пуска быстрых реакторов.

#### Расчетные исследования по коду CYCLE.

##### Сценарий совместного развития АЭ стран-участниц РМЯТЦ

Основное отличие сценария совместного развития заключается в том, что ОЯТ стран-участниц не накапливается в хранилищах, а идет на перерабатывающие заводы РМЯТЦ, что позволяет кардинально сократить требующиеся объемы хранилищ. Кроме того выделенный при этом плутоний используется для ввода БР, что позволяет сократить его количество и получить дополнительные мощности на АЭС.

*Суммарная мощность энергоблоков АЭС стран-участниц РМЯТЦ.* В модели совместного развития возможно дополнительное введение быстрых реакторов (см. на рис. 2 «добавочная мощность»), которое начинается в 2036 г. Электрическая мощность АЭС с этими реакторами составит 32 ГВт к 2050 г. и 146 ГВт – к 2100 г., что позволит увеличить мощность АЭС к 2100 г. на 60 %. При этом дополнительная выработка электроэнергии составит 2,4 тыс. ТВт·ч к 2050 г. и 34 тыс. ТВт·ч к 2100 г. (рис. 2).

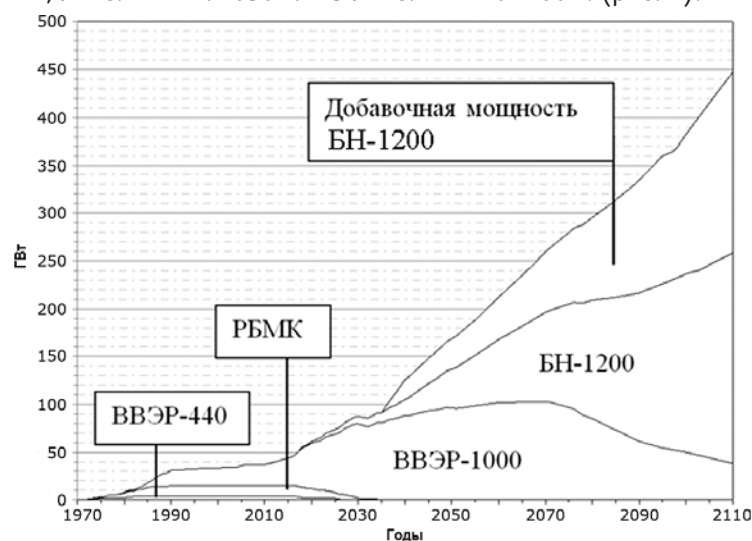


Рис. 2. Мощность реакторов АЭС стран-участниц

Следует отметить, что эти быстрые реакторы или часть их могут быть использованы для оптимизации реакторного парка стран-участниц РМЯТЦ путем постепенной замены тепловых реакторов на быстрые, что в свою очередь позволит решить проблему экономии природного урана. Кроме того, часть БР может быть использована для поставки в другие страны или, в случае необходимости, для увеличения производства электроэнергии в странах-участницах РМЯТЦ по сравнению с теми количествами, которые определены сценариями развития АЭ, описанными выше.

*Потребление природного урана, работа разделения, наработка отвального урана.* Поскольку в рассматриваемой модели совместного развития АЭ стран-участниц

РМЯТЦ предполагалось, что сроки ввода, количества и типы тепловых реакторов стран-участниц остаются такими же, как в модели раздельного развития, то данные характеристики, просуммированные по странам-участницам, остаются прежними.

*Накопление ОЯТ.* Максимальное значение накопления ОЯТ в сценарии совместного развития достигается в 2023 г. перед пуском завода РТ-2 и составляет около 28 тыс. т. При этом вклад в ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 составляет примерно 12 тыс. т. Остальное составляет ОЯТ российских и украинских реакторов РБМК и армянских реакторов ВВЭР-440, размещаемое в «сухих» хранилищах.

Как показано на рис. 3, после 2030 г. ОЯТ ВВЭР-1000 перерабатывается практически без задержки, быстрые реакторы дают небольшой вклад, который после 2040 г. практически исчезает. В результате остается только ОЯТ реакторов РБМК и армянских реакторов ВВЭР-440, которые составляют в сумме около 19,8 тыс. т и размещаются в «сухих» хранилищах.

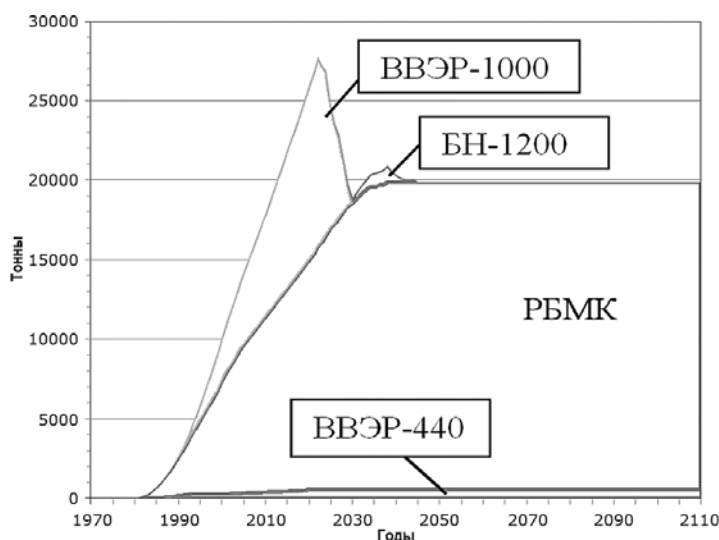


Рис. 3. Накопление ОЯТ в хранилищах в сценарии совместного развития АЭ

*Накопление плутония и МА на складах.* Максимальное количество плутония на складе (около 150 т) достигается в 2035 г., т.е. перед началом ввода коммерческих БР. До этого года ввод БР ограничен опытной серией. Вскоре после этого количество плутония на складе достигает величины, близкой к минимальному запасу (около 50 т) и поддерживается примерно на этом уровне далее. К 2110 г. на складах накапливается 106 т Np, 337 т Am и 14 т Cm.

### АНАЛИЗ ПРЕИМУЩЕСТВ УЧАСТИЯ В РМЯТЦ

Приведенные данные позволяют сделать следующие выводы о преимуществах совместного сценария развития РМЯТЦ.

- С учетом работы тепловых реакторов после 2100 г. до выработки ими срока службы полное потребление природного урана составит 1,7 млн. т, что на 140 тыс. т меньше суммарного прогнозируемого запаса урана в России и Украине. Следовательно, с учетом других международных обязательств России по обеспечению топливом реакторов российского дизайна возникает необходимость экономии природного урана.

- Запуск БР с использованием плутония, полученного при переработке топлива реакторов типа ВВЭР-1000, позволяет использовать их для оптимизации парка реакторов путем постепенной замены части тепловых реакторов на быстрые и, следовательно, экономить природный уран.

- Для переработки ОЯТ реакторов типа ВВЭР-1000 в сценарии совместного развития АЭ

стран-участниц РМЯТЦ, в котором кроме ОЯТ российских реакторов этого типа перерабатывается также облученное топливо украинских, белорусских и армянского реакторов, требуется увеличение производительности перерабатывающего завода примерно на 1000 т/год. При этом максимальные величины производительности составят примерно 2500 т/г. для вариантов с переработкой ОЯТ реакторов ВВЭР всех стран-участниц РМЯТЦ.

– Количество перерабатываемого ОЯТ БР увеличивается со временем после пуска перерабатывающего завода в 2035 г. по закону, не сильно отличающемуся от линейного, и достигает к 2100 г. 2,5 и 4,5 тыс. т/г. соответственно для сценариев с использованием плутония в БР из ОЯТ только российских реакторов ВВЭР и из ОЯТ реакторов ВВЭР всех стран-участниц РМЯТЦ.

– Совместное развитие АЭ стран-участниц РМЯТЦ позволяет перерабатывать все нарабатываемое облученное топливо, объем которого составит около 124 тыс. т. Это даст возможность избежать строительства хранилища, равного по вместимости 14-ти хранилищам на ГХК или 1,8 хранилища Юкка-Маунтин (рис. 4).

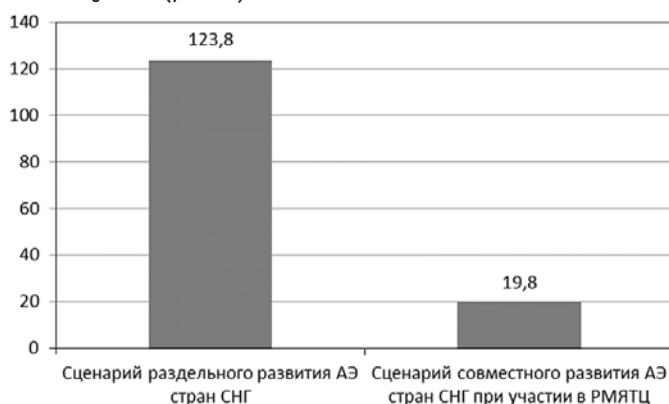


Рис. 4. Накопление ОЯТ в зависимости от сценария развития АЭ стран СНГ

Еще одним немаловажным преимуществом участия в РМЯТЦ является то, что переработка ОЯТ реакторов типа ВВЭР-1000 Украины, Белоруссии и Армении и использование выделенного плутония для изготовления топлива для быстрых реакторов позволит ввести дополнительное, по сравнению со сценарием раздельного развития АЭ, количество быстрых реакторов. Это позволяет увеличить мощность АЭС стран-участниц РМЯТЦ к 2100 г. на 60%. Такой усиленный ввод быстрых реакторов позволит дополнительно выработать 2,4 тыс. ТВт·ч электроэнергии к 2050 г. и 34 тыс. ТВт·ч электроэнергии к 2100 г.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполненные исследования по моделированию вариантов функционирования РМЯТЦ показали на качественном и количественном уровне преимущества, которые могут получить Россия, Украина, Армения и Республика Беларусь при организации сотрудничества на региональном уровне в рамках учреждения РМЯТЦ.

Полученные результаты являются первыми в оценке количественных характеристик материальных потоков (свежее ядерное топливо, накопление ОЯТ, баланс плутония) и инфраструктуры, экономические показатели которой тесно связаны с определением необходимых мощностей реакторов, предприятий ЯТЦ и их графиком ввода в эксплуатацию. Возникающий при этом вопрос стоимости создания РМЯТЦ определяет дальнейшее направление исследований.

## Литература

- Интернет-ресурс: <http://2012.atomexpo.ru/mediafiles/u/files/Present2012/Behar.pdf> (Nuclear Energy in France after Fukushima).
- Интернет-ресурс: [http://www.worldenergy.org/wp-content/uploads/2012/10/UB\\_world\\_energy\\_perspective\\_nuclear\\_energy\\_one\\_year\\_after\\_fukushima\\_2012\\_WEC.pdf](http://www.worldenergy.org/wp-content/uploads/2012/10/UB_world_energy_perspective_nuclear_energy_one_year_after_fukushima_2012_WEC.pdf) (World Energy Perspective: Nuclear Energy One Year After Fukushima.)

3. *Адамов Е.О., Большов Л.А., Лопаткин А.В. и др.* Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // *Атомная энергия.* – 2012. – Т. 112. – № 6. – С. 319-330.
4. *Рачков В.И.* Атомная энергетика как важнейший фактор устойчивого развития России в XXI веке. // *Энергосбережение и водоподготовка.* – 2006. – № 6, – С. 2 – 4.
5. *Хлопков А.* Ангарский проект: Обогащение vs. Распространение. // *Индекс безопасности.* – 2008. – №2 (85).
6. Интернет-ресурс: Юдин Ю. Многосторонние подходы к ядерному топливному циклу. Анализ существующих предложений. Электронный документ. // ЮНИДИР. <http://www.unidir.org/pdf/ouvrages/pdf-2-978-92-9045-195-2-en.pdf>
7. Request by the Russian Federation regarding its Initiative to Establish a Reserve of Low Enriched Uranium (LEU) for the Supply of LEU to the IAEA for its Member States // GOV/2009/81. 27 November 2009.
8. <http://www.nuclear.ru/rus/press/oyatrao/2131663/> (В Миссисипи обсуждается возможность создания центра по обращению с ОЯТ).
9. Интернет-ресурс: Лебедев А.Е. Международный центр по обогащению урана – цели, задачи, успехи, перспективы. / Доклад на Международном форуме АТОМЭКСПО 2011. 6–8 июня 2011 г. [http://2011.atomexpo.ru/mediafiles/u/files/Present2011/Lebedev\\_A.E.\\_rus.pdf](http://2011.atomexpo.ru/mediafiles/u/files/Present2011/Lebedev_A.E._rus.pdf)
10. Интернет-ресурс: <http://www.nuclear.ru/rus/press/oyatrao/2123252/> (Верховная Рада приняла законопроект о сооружении централизованного хранилища ОЯТ).
11. Интернет-ресурс: <http://www.nuclear.ru/rus/press/nuclearenergy/2125066/> (Сроки ввода в эксплуатацию новой АЭС в Армении перенесены на 2019 – 2020 гг.).
12. Интернет-ресурс: [http://www.iiasa.ac.at/\(IIASA, MESSAGE – Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impact\)](http://www.iiasa.ac.at/(IIASA, MESSAGE – Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impact)).
13. *Декусар В.М., Каграманян В.С., Калашников А.Г. и др.* Разработка математической модели топливного цикла атомной энергетики, состоящей из тепловых и быстрых реакторов. // *Известия вузов. Ядерная энергетика.* – 2010. – №4. – С. 119–132.
14. *Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М., Багдасаров Ю.Е. и др.* Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200. // *Атомная энергия.* – 2010. – Т. 108. – № 4. – С. 201-205.
15. *Кузнецов И.А., Поплавский В.М.* Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. – М.: ИздАт, 2012. – 632 с.
16. Энергетическая стратегия России на период до 2030 г. Приложение № 4. Утверждена распоряжением Правительством РФ от 13.11.2009 г. №1715-р.
17. Uranium 2009: Resources, Production and Demand. OECD Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency, OECD 2008 NEA N 6345.
18. *Егоров А.Ф., Коробейников В.В., Поплавская Е.В., Фесенко Г.А.* Оценка чувствительности модели развития ядерной энергетики России к возможным изменениям ключевых экономических параметров. // *Известия вузов. Ядерная энергетика.* – 2012. – №3. – С. 53-61

Поступила в редакцию 15.11.2013 г.

## Авторы

Декусар Виктор Михайлович, ведущий научный сотрудник, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

Егоров Александр Федорович, младший научный сотрудник, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

Калашников Александр Григорьевич, ведущий научный сотрудник, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

Коробейников Валерий Васильевич, главный научный сотрудник отдела, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор физ.-мат. наук, профессор.

E-mail: korob@ipre.ru

Коробицын Вадим Евгеньевич, старший научный сотрудник отдела, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

Мосеев Андрей Леонидович, старший научный сотрудник отдела, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

Мосеев Павел Андреевич, аспирант второго года обучения, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

УДК 621.039.543.6

## **MODELING SERVICES OF INTERNATIONAL NUCLEAR FUEL CYCLE FACILITY FOR COMMONWEALTH OF INDEPENDENT STATES**

Dekusar V.M., Egorov A.F., Kalashnikov A.G., Korobeynikov V.V., Korobicin V.E., Moseev A.L., Moseev P.A.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

The country starting its own nuclear program faces the the problem of obtaining information about the issues that accompany all stages of the nuclear fuel cycle. A clearly-scheduled long-term national program of nuclear power engineering will allow to determine the requirements for nuclear fuel cycle (NFC) and, accordingly, to identify the most necessary components of the nuclear energy system. Lacking experience in nuclear materials management, countries starting development of nuclear power are forced to rely heavily on the technology supplier. Using the experience of advanced nuclear energy countries by newcomers allows not only to reduce the existing technological gap between them, but also to reduce the uncertainty of start-up costs estimates for developing a NPP of one's own. Much more difficult is the problem of spent nuclear fuel (SNF), the volume of which during the operation of nuclear power plants is likely to be accumulated in great amount. Solving this problem will have a major impact on both the environmental assessment of the nation's nuclear fuel cycle and its economy.

In this paper a simulation of an international nuclear fuel cycle center (NFCC) has been done. Russia, Ukraine, Armenia and Belarus (CIS countries) were selected as the NFCC potential participants. The energy system planning code MESSAGE (developed by IAEA) and the software tool NFC CYCLE (developed by IPPE) were chosen for implementing the simulation. To analyze the benefits which Russia and countries participating in the creation of NFCC are going to get two scenarios of nuclear power development in Russia, Ukraine, Armenia and Belarus were calculated: the case of their independent development and the case of their cooperation.

The research results for the selected scenarios showed that:

- starting-up a FR using plutonium obtained by reprocessing SNF of VVER-1000-type reactors allows to optimize currently operated reactors by gradual replacement of thermal reactors by fast ones, thus saving natural uranium;
- joint development of nuclear power plants by NFCC participant-countries allows to reprocess all SNF, which will amount to about 124,000 tons. This will raise the possibility to avoid construction of storage capacity equal to two storages of Yucca Mountain type.

**Key words:** nuclear fuel cycle modelling, light water reactors, heavy water reactors, fast breeder reactors, synergy, natural uranium, optimization, Global Nuclear Energy, fuel balance.

### REFERENCES

1. Available at: <http://2012.atomexpo.ru/mediafiles/u/files/Present2012/Behar.pdf> (Nuclear Energy in France after Fukushima).
2. Available at: [http://www.worldenergy.org/wp-content/uploads/2012/10/PUB\\_world\\_energy\\_perspective\\_nuclear\\_energy\\_one\\_year\\_after\\_fukushima\\_2012\\_WEC.pdf](http://www.worldenergy.org/wp-content/uploads/2012/10/PUB_world_energy_perspective_nuclear_energy_one_year_after_fukushima_2012_WEC.pdf) (World Energy Perspective: Nuclear Energy One Year After Fukushima)

3. Adamov E.O., Bol'shov L.A., Lopatkin A.V. e.a. Konceptual'nye polozheniya strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii v perspektive do 2100 g. [Conceptual Development Strategy of Russian nuclear power in the run up to 2100.]. *Atomnaya energiya*. 2012, vol. 112, no. 6, pp. 319–330.
4. Rachkov V.I. Atomnaya energetika kak vazhnejshij faktor ustojchivogo razvitiya Rossii v XXI v. [Nuclear energy as an important factor for sustainable development of Russia in XXI century]. *Energobezopasnost' i vodopodgotovka*. 2006, no. 6, pp. 2–4.
5. Hlopkov A. Angarskij proekt: Obogashchenie vs. Rasprostranenie. [Angarsk project: Enriching vs. Proliferation]. *Indeks bezopasnosti*. 2008, no.2 (85).
6. Yudin Yu. Mnogostoronnie podhody k yadernomu toplivnomu ciklu. Analiz sushchestvuyushchih predlozhenij. YuNIDIR. [Multilateral approaches to the nuclear fuel cycle. Analysis of the existing proposals. UNIDIR]. Available at: <http://www.unidir.org/pdf/ouvrages/pdf-2-978-92-9045-195-2-en.pdf>
7. Request by the Russian Federation regarding its Initiative to Establish a Reserve of Low Enriched Uranium (LEU) for the Supply of LEU to the IAEA for its Member States. GOV/2009/81. 27 November 2009.
8. Available at: <http://www.nuclear.ru/rus/press/oyatrao/2131663/> (V Missisipi obsuzhdaetsya vozmozhnost' sozdaniya centra po obrashcheniyu s OYaT) [In Mississippi discussed the possibility of establishing a center for SNF management].
9. Lebedev A.E. Mezhdunarodnyj centr po obogashcheniyu urana – celi, zadachi, uspehi, perspektivy. Doklad na Mezhdunarodnom forume ATOMEKSP0 2011. 6–8 iyunya 2011 g. [International Uranium Enrichment Center - goals, objectives, results and perspectives. Report of the International Forum ATOMEXPO 2011. 6-8 June 2011]. Available at: [http://2011.atomehpo.ru/mediafiles/u/files/Pre-sent2011/Lebedev\\_A.E.\\_rus.pdf](http://2011.atomehpo.ru/mediafiles/u/files/Pre-sent2011/Lebedev_A.E._rus.pdf)
10. Available at: <http://www.nuclear.ru/rus/press/oyatrao/2123252/> (Verhovnaya Rada prinyala zakonoproekt o sooruzhenii centralizovannogo hranilishcha OYaT) [Ukrainian Parliament adopted a bill on the construction of a centralized repository of spent nuclear fuel]
11. Available at: <http://www.nuclear.ru/rus/press/nuclearenergy/2125066/> (Sroki vvoda v ekspluatatsiyu novoj AES v Armenii pereneseny na 2019 – 2020 gg.) [The commissioning of a new NPP in Armenia postponed to 2019 – 2020 years.]
12. Available at: [www.iiasa.ac.at/](http://www.iiasa.ac.at/) (IIASA, MESSAGE – Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impact).
13. Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G. e.a. Razrabotka matematicheskoy modeli toplivnogo cikla atomnoj energetiki, sostoyashchej iz teplovyh i bystryh reaktorov. [Development of mathematical model for nuclear power fuel cycle consisting of thermal and fast reactors.]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 4, pp. 119–132
14. Rachkov V.I., Poplavskij V.M., Tsibulya A.M., Bagdasarov Yu.E. e.a. Konceptiya perspektivnogo energobloka s byстрыm natrievym reaktorom BN-1200. [Concept of prospective of power unit with fast neutron reactor BN-1200.]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, no. 4, pp. 201–205.
15. Kuznecov I.A., Poplavskij V.M. Bezopasnost' AES s reaktorami na bystryh nejtronah [Security NPP with fast reactors]. Moscow, IzdAt Publ. 2012, 632 p.
16. Energeticheskaya strategiya Rossii na period do 2030 g. Prilozhenie no. 4. Utverzhdena rasporyazheniem Pravitel'stvom RF ot 13.11.2009 g. no.1715-r. [Russia's Energy Strategy until 2030. Application number 4. Approved by order of the Government of the Russian Federation dated 13.11.2009 no.1715-r.] (in Russian)
17. Uranium 2009: Resources, Production and Demand. OECD Nuclear Energy Agency and

the International Atomic Energy Agency, OECD 2008 NEA N 6345.

18. Egorov A.F., Korobejnikov V.V., Poplavskaya E.V., Fesenko G.A. Ocenka chuvstvitel'nosti modeli razvitiya yadernoj energetiki Rossii k vozmozhnym izmeneniyam klyuchevykh ekonomicheskikh parametrov [Estimation of sensitivity for development model of Russian nuclear power to possible changes in key economic parameters]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 3, pp. 53–61.

### Authors

Dekusar Viktor Mihajlovich, Lead Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Engineering).

Egorov Aleksandr Fyodorovich, Junior Research, FSUE «SSC RF-IPPE».

Kalashnikov Alexandr Grigor'evich, Lead Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Engineering).

Korobeynikov Valerij Vasil'evich, Principal Scientist of Department, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Dr. Sci. (Engineering), Professor.

E-mail: korob@ippe.ru

Korobicin Vadim Evgen'evich, Senior researcher of Department, FSUE «SSC RF-IPPE».

Moseev Andrej Leonidovich, Senior researcher of Department, FSUE «SSC RF-IPPE».

Moseev Pavel Andreevich, Postgraduate student, FSUE «SSC RF-IPPE».

## О СОХРАНЕНИИ ЗНАНИЙ В ОРГАНИЗАЦИЯХ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

**Т.Н. Верещагина**

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



Рост внимания к управлению ядерными знаниями обусловлен возрождением мирового внимания к ядерной энергетике. За последние 10 лет задача управления ядерными знаниями стала приоритетной в деятельности государств-членов МАГАТЭ.

В программе Госкорпорации «Росатом» по управлению знаниями выделены три функциональных блока:

- управление научными сообществами;
- управление научно-технической информацией (контентом);
- управление правами на результаты интеллектуальной деятельности.

Одной из задач блока *управления научно-техническими сообществами* является сохранение критически важных знаний. В 2012 г. в корпорации были выполнены девять пилотных проектов по сохранению критически важных знаний. Разработаны порядок и методические рекомендации по сохранению критически важных знаний в организациях. В ГНЦ РФ-ФЭИ важную роль в передаче и сохранении знаний играет аспирантура, где обучается 40 – 50 аспирантов и происходит непосредственное общение учителя и ученика и передача знаний в процессе совместной работы.

Главная задача в блоке *управления контентом научно-технической информации* – обеспечить сохранность и облегчить доступ работников к формализованным знаниям. При поддержке Госкорпорации «Росатом» в ГНЦ РФ-ФЭИ создан центр оцифровки данных, где к концу 2013 г. проведено сканирование около 50000 страниц научно-технических материалов. Задачи по *управлению правами на результаты интеллектуальной деятельности* выполняются в патентном отделе. За последние два года значительно увеличилось количество охраняемых РИД, организована работа по оформлению секретов производства (know-how), начата регистрация программ для ЭВМ. Дальнейшая задача в этой области – увеличение выручки ГНЦ РФ-ФЭИ от продажи лицензий и от лицензионных договоров.

Первые шаги ГНЦ РФ-ФЭИ по внедрению системы управления знаниями показали целесообразность сочетания традиционных и инновационных методов, необходимость творческого подхода по всем направлениям управления знаниями. Следует анализировать все существующие методы и средства, определять наиболее приемлемые для каждой организации и постоянно их совершенствовать. Только в этом случае информация, необходимая специалисту, будет доступна в нужное время, а свободный обмен знаниями между работниками будет происходить постоянно и непринужденно.



**Ключевые слова:** управление знаниями, интеллектуальные ресурсы, явные знания, неявные знания, сохранение знаний, обмен знаниями.

## **ВВЕДЕНИЕ**

В 2002 г. на генеральной конференции МАГАТЭ была принята резолюция, призывающая страны-участницы принимать меры по управлению ядерными знаниями и информацией. Почему?

В мировой экономике конца XX в. успешность бизнеса все больше стала определяться нематериальными факторами, которые принято обозначать термином «знания». Если раньше стоимость компании составлял финансовый капитал, здания, оборудование и другие материальные ценности, то в новой, постиндустриальной, эпохе главной ценностью становится интеллектуальный капитал, т.е. систематизированные уникальные знания. Сегодня в мировой практике все чаще говорят о знаниях как об интеллектуальном активе или ресурсе.

Особенность знаний состоит в том, что это единственный из ресурсов, который не поддается быстрому воспроизводству конкурентами. В силу своей нематериальности интеллектуальные ресурсы могут показаться невесомыми, однако именно они позволяют компаниям, умеющим ими управлять, получать конкурентные преимущества перед другими [1]. При этом важны не только знания, которые были полезны в прошлом, но и возможность их постоянного обновления и использования для новых целей. Необходимо накапливать знания из прошлого и настоящего для управления ими в соответствии с запросами завтрашнего рынка [2].

В основе управления знаниями лежит умение суммировать и упорядочивать свой опыт, определять источники пополнения знаний, упорядочивать знания таким образом, чтобы их можно было использовать впоследствии, желательно, многократно [3 – 5].

Рост внимания к управлению ядерными знаниями обусловлен несколькими причинами. Во-первых, это возрождение внимания к ядерной энергетике. Все больше стран заявляют о желании использовать атомные станции. Для этого им необходимо иметь кадровые ресурсы, обладающие соответствующими знаниями и компетенциями [6 – 8, 10]. Во-вторых, во всех странах с развитой ядерной энергетикой большая часть специалистов, создававших первые реакторные установки, ушла из атомной отрасли в 1980-е гг. в связи с падением интереса к отрасли. Во времена застоя отрасли отсутствовал приток молодых кадров, что привело к значительному разрыву поколений во всех ядерных державах. В то же время сохранившиеся специалисты выходят на пенсию. В результате, возраст ученых, исследователей и конструкторов, проектировавших первые реакторные установки, в большинстве развитых стран давно выше возраста выхода на пенсию [7, 8]. В то же время молодые специалисты не имеют информации о многих технических тонкостях, приемах и методах, применявшихся при разработке и проектировании действующих объектов.

Осознание текущей ситуации привело к тому, что за последние 10 лет задача управления ядерными знаниями стала приоритетной в деятельности государств-членов МАГАТЭ [7 – 13].

## **ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ В ОБЛАСТИ УПРАВЛЕНИЯ ЗНАНИЯМИ**

В настоящее время сформировались и терминология, и методы в области управления знаниями. Сам термин «управление знаниями» обозначает набор процессов, разрабатываемых в организации для создания, сбора, хранения и распространения знаний [2]. Основной обязанностью управляющего звена организаций является разработка процедур и стандартных программ, применяемых для оптимизации создания, защиты и совме-

стного использования знаний организации.

Обычно знания как новую форму капитала разделяют на три категории [3]:

- интеллектуальный капитал;
- клиентский капитал;
- структурированный капитал.

*Интеллектуальный капитал* представляет собой общую сумму знаний сотрудников. Его стоимость, по меньшей мере, равна затратам, необходимым для создания этих знаний заново.

*Клиентский капитал* – это знания о взаимосвязях с клиентами. Качество клиентского капитала определяет, насколько хорошо в компании способны понять своих заказчиков, их нужды и требования. Стоимость такого капитала не меньше затрат на приобретение новых клиентов.

*Структурированный капитал* является интеллектуальным и клиентским капиталом, превращенным в продукты и службы. Чем быстрее организация может это делать, тем больше стоимость структурированного капитала, поскольку меньше шансы, что он устареет или будет доступен конкурентам.

Знания также разделяются на явные (формализованные) и неявные (неформализованные).

*Явные* – это те знания, которые содержатся на материальных носителях. Их можно найти в библиотеках, архивах и в документах организации в виде статей, справочников, патентов, чертежей, видео- и аудиозаписей, программного обеспечения и т.д.

Большая часть знаний является продуктом личного опыта человека, отражающим его навыки, убеждения, моральные ценности и взгляды. Такие знания называют *неявными* или неформализованными, они неотделимы от человека – носителя знаний, «хранятся в головах» работников.

### **ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ УПРАВЛЕНИЯ ЗНАНИЯМИ**

Каковы основные цели управления знаниями? Знания, являясь ресурсом организации, должны отвечать тем же требованиям, которые предъявляются к другим видам ресурсов, т.е. сотрудники организации должны быть обеспечены необходимыми знаниями в требуемом количестве в нужном месте в установленное время. Причем эти знания должны быть требуемого качества и иметь приемлемую цену. По большому счету, задача управления всеми типами знаний одна – построить мост между теми, кому необходимы знания, и теми, у кого они есть [9, 11].

Основные задачи организации в области управления знаниями следующие:

- поощрять созидание новых знаний и инноваций;
- снижать издержки создания новых знаний;
- сохранять существующие знания;
- сокращать утрату знаний вследствие ухода специалистов;
- создавать условия для взаимодействия, обмена знаниями в целях совершенствования навыков и компетенций сотрудников;
- повышать производительность – делать знание доступным;
- помогать работникам правильно совершать правильные действия.

### **УПРАВЛЕНИЕ ЗНАНИЯМИ В ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»**

Госкорпорация «Росатом» не осталась в стороне от мировых тенденций в области управления знаниями: в 2011 г. стартовал проект «Система управления знаниями», в 2012 г. одобрена программа формирования Системы управления корпоративными знаниями Госкорпорации «Росатом» и ее организаций на 2012–2015 гг. В этой программе выделены три функциональных блока:

- управление научными сообществами;
- управление научно-технической информацией (контентом);

- управление правами на результаты интеллектуальной деятельности.
- Задачами Системы управления знаниями в организациях «Росатом» являются
  - выявление и сохранение знаний, в том числе результатов интеллектуальной деятельности;
  - обеспечение интенсивного оборота знаний посредством эффективного взаимодействия сотрудников организаций Госкорпорации;
  - формирование механизмов коммерческого использования знаний;
  - обеспечение сотрудников Госкорпорации данными, информацией, знаниями с целью преодоления барьеров из-за территориальной и инфраструктурной разобщенности.

С 2011 г. началась программа обучения специалистов Госкорпорации методам, приемам и практикам в области управления знаниями. Проведено большое количество обучающих семинаров, стажировок, проводился обмен опытом с зарубежными коллегами. В 2012 г. были подписаны практические договоренности между МАГАТЭ и Госкорпорацией «Росатом» в области управления ядерными знаниями. Важным событием стала первая Московская конференция «Менеджмент знаний и инновации: уроки технологических лидеров» (RKM 2012), проведенная Госкорпорацией в декабре 2012 г. под эгидой МАГАТЭ.

При поддержке Госкорпорации в 2012 г. стартовал ряд пилотных проектов по всем блокам программы управления знаниями в организациях. На основе опыта реализации пилотных проектов были разработаны методические рекомендации, которые в 2013 г. начали внедряться в организациях.

### НЕОБХОДИМОСТЬ УПРАВЛЕНИЯ ЗНАНИЯМИ В ГНЦ РФ-ФЗИ

Как и многие научно-исследовательские организации атомной отрасли ГНЦ РФ-ФЗИ сталкивается со всеми перечисленными выше проблемами.

Институт основан в 1946 г. Как и большинство научных организаций СССР и других развитых стран ФЭИ устойчиво развивался вплоть до 1986 г. Авария на Чернобыльской АЭС в 1986 г., а также аналогичные инциденты в США и Великобритании снизили доверие к атомной энергетике. В результате, в 1990-х гг. начался застой атомной отрасли во всем мире.

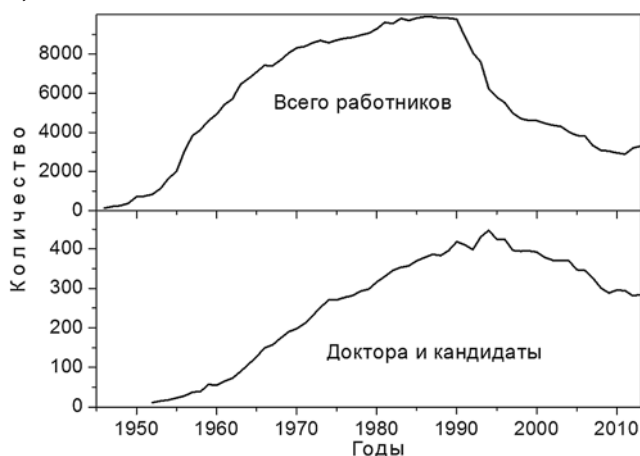


Рис. 1. Изменение численности работников ГНЦ РФ-ФЗИ

Особенностью ситуации в России явились политические события, происшедшие в это же время и изменившие положение российской науки в целом. Все это привело к катастрофическому спаду интереса к отрасли и оттоку специалистов из нее.

Эти тенденции наглядно демонстрируют архивные данные по кадровому составу ФЭИ. На рисунке 1 видно, что с года основания института численность работников неуклон-

но росла и к 1986 г. приближалась к 10 тысячам человек. Именно с 1986 г. (после Чернобыльских событий) начался отток работников из института. За четыре года (1986 – 1990 гг.) численность уменьшилась на 1,2% (на 125 человек). Последующее изменение политической и экономической ситуации в стране и в отрасли сказалось на численности работников института гораздо более катастрофично.

Так в годы начала перестройки (1990 – 1992 гг.) численность работников ФЭИ упала на 18% и продолжала катастрофически падать до 2000 г. Затем скорость падения несколько замедлилась. В настоящее время численность персонала сравнялась с показателем 1957 г.

Интересно отметить, что численность работников, имеющих высшее образование, уменьшилась пропорционально общей численности, в то время как число высококвалифицированных специалистов уменьшилось всего на 6%. В результате, к 2000 г. доля высококвалифицированных кадров выросла практически в два раза и достигла 20% от числа работников, имеющих высшее образование, и приблизилась к 10% от общей численности работников института. Это может свидетельствовать о большей привязанности, преданности высококвалифицированных кадров своему предприятию.

Поскольку покидали институт, в основном, работники в возрасте максимальной трудоспособности, в ФЭИ сформировался ярко выраженный разрыв поколений, т.е. отсутствие специалистов среднего возраста. Тенденция снижения количества научных работников в возрасте до 70-ти лет и увеличение количества 70-летних и старше сохранялась вплоть до 2010 г., и только в последние годы благодаря росту внимания к отрасли и активной кадровой политике ситуация начала исправляться (рис. 2).

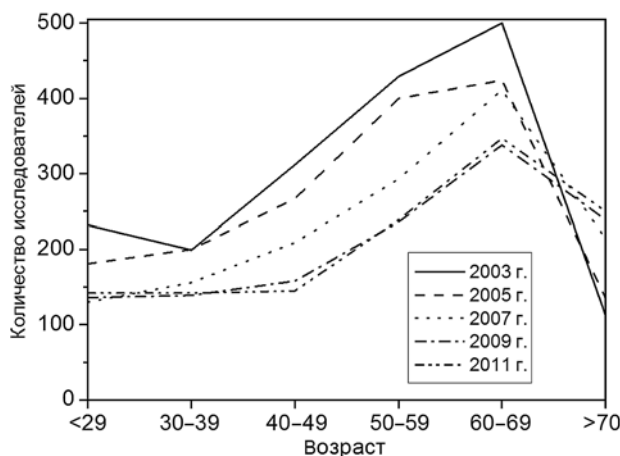


Рис. 2. Изменение возрастного состава исследователей

### **ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ГНЦ РФ-ФЭИ В ОБЛАСТИ УПРАВЛЕНИЯ ЗНАНИЯМИ**

С 2012 г. в ГНЦ РФ-ФЭИ началось формирование системы управления знаниями (СУЗ) в соответствии с Программой Госкорпорации «Росатом». Создано Управление интеллектуальной собственности в составе патентного отдела, отвечающего за создание и работу с охраняемыми объектами интеллектуальной собственности, и отдела научно-технической информации (ОНТИ), которому поручено управление контентом научно-технической информации. Работы по управлению научными сообществами сосредоточились в подразделении ученого секретаря, который и отвечает за внедрение системы управления знаниями в целом.

Следующий необходимый шаг в направлении администрирования – это подготовка специалистов по управлению знаниями и повышение их квалификации в этой области. В 2012–2013 гг. работники ГНЦ РФ-ФЭИ активно принимали участие в целом ряде ме-

роприятий, проводимых Госкорпорацией с целью обучения методам управления знаниями. Только в международной конференции «RKM-2012. Менеджмент знаний и инновации: уроки технологических лидеров» приняли участие 15 работников ГНЦ РФ-ФЭИ, представивших два доклада.

**Управление контентом научно-технической информации.** Задача этого блока – обеспечить сохранность и облегчить доступ работников к формализованным знаниям, т.е. к научно-технической информации, как внутренней, имеющейся в организации, так и внешней.

Сегодня большая часть научно-технической информации ФЭИ хранится на бумаге. С целью обеспечения работников информацией во всем мире широко внедряются электронные архивы и базы данных. Носители информации в электронном виде занимают гораздо меньше места, информация может быть организована в электронные каталоги, размещена на портале или на сайте организации, передана по электронной почте и т.д.

В 2012 г. на базе ОНТИ и при поддержке Госкорпорации «Росатом» создан центр оцифровки данных, включающий в себя оборудование и программное обеспечение. За 2012 – 2013 гг. было проведено сканирование около 2000 документов общим объемом более 60000 страниц.

В планах ГНЦ РФ-ФЭИ создание электронного архива всей научно-технической информации института, оснащение рабочих мест пользователей для работников ГНЦ РФ-ФЭИ. Однако в связи с особенностью отрасли для обеспечения функционирования такого архива требуется аттестация оборудования и разграничение прав доступа к информации.

С целью расширения доступа работников к внешним источникам научно-технической информации в 2012 и 2013 гг. оформлена подписка на электронные издания издательства Elsevier, что позволило работникам ГНЦ РФ-ФЭИ только за неполный 2012 г. получить в электронном виде более 1500 полных текстов зарубежных статей.

Одна из возможностей расширения доступа работников к информации – это использование интранет-сайта института, на котором с 2013 г. начато размещение обучающих материалов. Однако еще не все возможности сайта в части обмена знаниями используются в настоящее время.

Еще одно направление в области управления научно-техническим контентом – совершенствование деятельности научно-технической библиотеки с переходом на широкое использование электронных ресурсов (электронный библиотечный каталог, удаленный прием заказов, электронная выдача и т.д.) и расширением возможностей доступа работников к электронным изданиям.

**Управление правами на результаты интеллектуальной деятельности (РИД).** Работники патентного отдела ведут работу с авторами, в результате которой за последние два года значительно увеличилось количество охраняемых РИД. Количество охраняемых РИД, поддерживаемых ГНЦ РФ-ФЭИ, растет, несмотря на завершение сроков действия патентов и их отчуждение (табл. 1).

Таблица 1

**Количество охраняемых РИД, поддерживаемых ГНЦ РФ-ФЭИ**

Наименование РИД	2010	2011	2012	2013
Патенты РФ на полезные модели, шт.	7	8	8	8
Патенты на изобретения, шт.	87	87	87	97
Секреты производства (ноу-хау), шт.	7	7	18	33
Зарегистрированные программы для ЭВМ, шт.	1	1	4	12
Итого	102	103	117	150

С 2010 г. ведется работа по оформлению секретов производства (know-how). Разработан регламент организации работ по оформлению заявок на выдачу охранных документов на объекты интеллектуальной собственности. Сформирован электронный банк данных по охраняемым РИД ГНЦ РФ-ФЭИ. В 2012 – 2013 гг. заключено восемь лицензионных договоров на использование РИД. Так доход института от передачи прав на использование РИД в 2013 г. составил более 3,5 млн. руб.

Дальнейшие задачи деятельности в этой области – увеличение выручки ГНЦ РФ-ФЭИ от продажи лицензий и от использования РИД. Здесь Госкорпорацией «Росатом» поставлены амбициозные задачи – ежегодное кратное увеличение выручки от продажи лицензий.

Нельзя не отметить существующие проблемы, самой острой из которых является недостаток квалифицированных работников патентного отдела. Для обеспечения дальнейшего роста количества охраняемых РИД необходимо существенное расширение и укрепление патентного отдела, усилиями которого организуется работа с авторами, оформляется и сопровождается вся документация по заявкам на патенты, изобретения и полезные модели, ведется регистрация программ для ЭВМ, оформление секретов производства. Задачи получения выручки от коммерциализации РИД (на уровне 15, 30, 60, ... млн. руб. в год) требуют создания специализированного подразделения, функциями которого является анализ рынка технологий, выявление и подготовка имеющихся технологий к коммерциализации, продвижение их на рынке технологий.

**Управление научно-техническими сообществами.** Этот блок включает в себя несколько задач:

- организация профессиональных научных сообществ и инфраструктуры для их взаимодействия;
- формализация неявных знаний, сохранение критически важных знаний;
- управление развитием научно-технических компетенций.

Как отмечалось выше, в научных организациях традиционно существуют разные формы управления знаниями. В частности, деятельность ученых и научно-технических советов является примером традиционной организации научных сообществ. Инновационной формой организации научных сообществ является создание различных научных интернет-сообществ, позволяющих специалистам вести дискуссии, обмениваться идеями, находить решения, необходимые в повседневной деятельности, непосредственно с рабочего места. Внедряя новшества, нельзя игнорировать традиционные, хорошо зарекомендовавшие себя методы и средства управления знаниями.

Еще одно направление деятельности в области управления научными сообществами – это формализация неявных знаний, т.е. перевод неявных знаний, хранящихся в головах людей, в знания явные, зафиксированные на материальном носителе. Традиционно научные знания формализуются посредством публикации. Однако в последние 20 лет публикационная активность российских ученых заметно снизилась. Так в стратегии инновационного развития Российской Федерации на период до 2020 г. отмечается, что в 2010 г. на долю России приходилось всего 2,08% научных статей, публикуемых в научных журналах, индексируемых в базе данных «Сеть науки» (Web of Science). В соответствии со стратегией планируется увеличение доли публикаций российских исследователей в мировых научных журналах до 3% процентов к 2020 г.

В связи с этим Госкорпорацией «Росатом» и руководством ГНЦ РФ-ФЭИ также уделяется внимание публикационной активности как показателю результативности научной деятельности. В научно-технических журналах, учтенных в Российском индексе научного цитирования (РИНЦ) по состоянию на 25.10.2013, зарегистрировано 2366 публикаций работников института. ГНЦ РФ-ФЭИ занимает достаточно высокое 209-е место в рейтинге РИНЦ среди более 2000 организаций. По ряду позиций (таких как количество публикаций в иностранных журналах и количество публикаций в соавторстве с

иностранными учеными) ГНЦ РФ-ФЭИ входит в первую сотню.

Одно из важнейших направлений *развития научно-технических компетенций* – это наставничество. Только при непосредственном общении, при совместной работе учителя и ученика, можно сохранить неформализованные знания, передать опыт, мировоззрение, навыки, «заразить» молодого специалиста азартом научного поиска, желанием мыслить. Это наиболее ценный способ передачи и, следовательно, сохранения неформализованных знаний – опыта и навыков научного руководителя. На сегодняшний день наставничество в ГНЦ РФ-ФЭИ осуществляется преимущественно в аспирантуре.

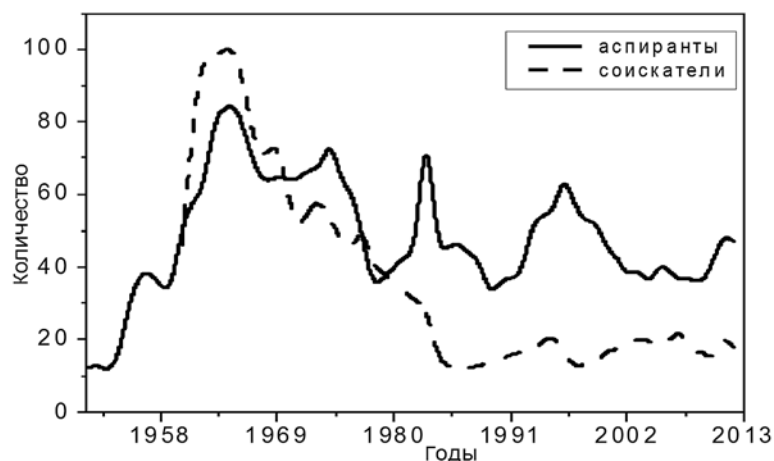


Рис. 3. Численность аспирантов и соискателей

Аспирантура ГНЦ РФ-ФЭИ действует с 1951 г. На рисунке 3 приведена динамика количества аспирантов и соискателей. К сожалению, далеко не все аспиранты становятся впоследствии кандидатами наук, однако вклад аспирантуры в сохранение уникальных знаний, безусловно, важен для сохранения преемственности поколений.

Закончив аспирантуру и подготовив научную работу, молодые ученые имеют возможность представить ее для защиты в диссертационный совет, где ежегодно рассматривается около 10 диссертаций. Диссертационный совет при ГНЦ РФ-ФЭИ имеет высокую репутацию, о чем свидетельствует ежегодное представление диссертаций работниками сторонних организаций (около 25% работ, рассматриваемых в совете, выполнены в организациях отрасли или в вузах).

Однако нельзя ограничиваться только подготовкой научных кадров высшей квалификации. Сегодня одной из наиболее важных задач является создание системы, стимулирующей сохранение неявных знаний, передачу индивидуального и коллективного опыта молодому поколению. Именно те знания, которые не могут быть формализованы, – мировоззрение, ответственность, навыки, способность думать, брать на себя ответственность и т.д., должны сохраняться в первую очередь. Здесь, вероятно, более уместно говорить о воспитании, чем об обучении. При этом обучать и воспитывать следует не только научных, но и технических специалистов, поскольку без умелых рук невозможно создать и безопасно эксплуатировать экспериментальные установки и стенды.

Сегодня в научных подразделениях ФЭИ наблюдается острый дефицит рабочих кадров. Зачастую функции техников и лаборантов приходится выполнять инженерам, имеющим высшее образование, которое не предусматривает развитие необходимых технических навыков. В то же время и сегодня в ФЭИ есть уникальные лаборанты и техники, имеющие «золотые руки» и рабочую смекалку. Такие способности необходимо беречь и передавать новому поколению, несмотря на то, что они не могут быть формализованы. И здесь единственный способ сохранения – это наставничество, поскольку та-

кой опыт может быть получен только в личном общении, в совместной работе, при совместном решении научных и производственных задач.

Система наставничества может также включать в себя программу адаптации всех работников, пришедших на предприятие. К разработке и реализации таких программ следует шире привлекать работников службы управления персоналом, отдел технического обучения.

Важную роль в развитии компетенций играет участие в научно-технических мероприятиях. ГНЦ РФ-ФЭИ ежегодно проводит шесть – восемь научных конференций, семинаров, форумов. Кроме того, обеспечивается участие работников предприятия в российских, международных, отраслевых научно-технических мероприятиях.

Задача *сохранения критически важных знаний* была признана актуальной еще в Минатоме в связи с резким оттоком специалистов, о чем свидетельствует существовавшая в первые годы XXI в. программа поддержки носителей критически важных знаний. Возможно, именно эти меры и привели к тому, что потеря высококвалифицированных кадров оказалась значительно меньше, чем остальных работников и специалистов (рис. 1).

К современным методам решения задачи *формализации знаний* относятся аудио- или видеозаписи лекций, мастер-классы, интервью, хроники и т.д. Первым шагом ФЭИ в этом направлении является создание архива видеозаписей и презентаций лекций, прочитанных для аспирантов. В 2012 г. в ГНЦ РФ-ФЭИ при содействии ЦИПК были проведены три пилотных проекта сохранения знаний: «Опыт создания банка ядерных данных», «Теплофизическое обоснование ядерно-энергетических установок на сверхкритических параметрах воды» и «Разработка СВБР». Полученные в результате выполнения проектов мультимедийные модули представлены на внутреннем сайте ФЭИ и на портале Госкорпорации «Росатом».

Наблюдение и непосредственное участие в работе по созданию мультимедийных модулей позволили автору сделать следующие выводы:

- создание мультимедийного обучающего модуля – интересное решение для сохранения знаний, способствующее последовательному изложению истории вопроса, имеющих в настоящее время проблем и перспектив развития направления; в модуль могут быть интегрированы публикации экспертов, т.е. уже имеющиеся формализованные знания;
- органично вписываются в модуль живая речь и рассуждения экспертов;
- привлечение внешних специалистов, не владеющих знаниями и опытом в обсуждаемой научной области, не позволяет полностью раскрыть потенциал экспертов, а также приводит к большим затратам времени на освоение проблематики;
- более полезным представляется непосредственное общение эксперта-носителя знаний с учеником-преемником.

Разработанные Госкорпорацией «Росатом» Порядок и Методические рекомендации по сохранению критически важных знаний в организациях легли в основу программы сохранения критически важных знаний в ГНЦ РФ-ФЭИ на 2014 г. Однако предложенных Методик и Порядка недостаточно для комплексного решения задачи сохранения критически важных знаний. Представляется важным также

- активизировать деятельность научных школ, т.е. необходимо систематизировать сведения о сохранившихся научных школах, создать не только перечень, но и описание направлений их деятельности, данные об основателях и руководителях, основные труды и достижения каждой из научных школ, действующих ученых и учеников;
- активизировать проведение научных семинаров на базе отделов и научных школ как площадки для полемики, обмена идеями, знаниями и опытом; именно на семинарах под наблюдением наставников молодые специалисты приобретают первый опыт публичных выступлений;



– усилить контроль и повысить качество обучения в аспирантуре как одной из возможностей передачи неформализуемых научных знаний;

– постоянно проводить мониторинг и анализ публикационной активности научных работников как одного из количественных индикаторов процесса формализации знаний.

Для оценки эффективности системы управления знаниями разработана методика МАГАТЭ, основанная на анкетировании работников организации и позволяющая определять не только текущее состояние, но и наиболее важные направления развития системы. Для применения этой методики в ФЭИ ее следует адаптировать, и только после этого можно проводить опросы работников с целью оценки эффективности деятельности по управлению знаниями.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Особенность НИИ по сравнению с другими организациями атомной отрасли состоит в том, что главное их богатство составляют знания, а не материальные ценности. Поэтому задача управления знаниями в НИИ особенно важна. Обзор литературных источников и личный опыт автора по внедрению СУЗ позволяют сделать следующие выводы.

Российское атомное сообщество только в последние годы приступило к решению проблемы сохранения знаний. В мировой же практике уже в конце XX в. управление знаниями стало одной из составляющих корпоративной культуры и приводит к существенной экономии материальных и трудовых ресурсов, снижению издержек создания новых знаний, нивелированию последствий ухода специалистов и повышению производительности труда.

До сих пор многие руководители смешивают понятия «знания» и «информация». К сожалению, контроль внедрения системы управления знаниями на предприятиях зачастую сводится к требованию выполнения формальных процедур – оцифровки архивов, создания баз данных, увеличения количества охраняемых РИД и т.д.

Самая необходимая и сложная задача сегодняшнего дня – сохранение тех знаний, которые невозможно формализовать. Необходимо срочно воссоздавать систему производственного обучения и наставничества, причем не только для научных, но и для технических специалистов.

Культуру управления знаниями в научных организациях атомной отрасли России необходимо развивать, поскольку именно она может стать ключевым фактором, обеспечивающим инновационное развитие и стабильное будущее ядерной энергетики.

Автор выражает благодарность Ю.А. Левченко и Е.А. Акинтьевой – работникам архива ГНЦ РФ-ФЭИ – за предоставленные данные по кадровому составу института.

### **Литература**

1. Лабоцкий В.В. Управление знаниями (технологии, методы и средства представления, извлечения и измерения знаний). – Мн.: Современная школа, 2006. – 392 с.
2. Гаврилова Т.А., Червинская, К.Р. Извлечение и структурирование знаний для экспертных систем. – М.: Радио и связь, 1992. – 200 с.
3. Kulopulos T., Frappaolo K. Smart things to know about Knowledge Management // Capstone Publishing Limited, Oxford Centre for Innovation. Oxford OX2 0JX, United Kingdom. – 1999. – 120 p.
4. Перельгина И.А. Управление знаниями как фактор повышения корпоративной культуры организации. // Инициативы XXI века. – 2010. – Вып. 1. – С. 28-32.
5. Крыштафович А.Н. Управление знаниями – перспективное направление менеджмента. // Менеджмент в России и за рубежом. – 2003. – Вып. 1. – С. 42-51.
6. De Grosbois J., Kumar V. The role of knowledge management in NPP organizational performance // International Journal of Nuclear Knowledge Management (IJNKM). – 2009. –

Vol. 3. – Issue 2. – PP. 137–156.

7. Risk Management of Knowledge Loss in Nuclear Industry Organizations // IAEA Publications. STI/PUB/1248. – 2006. – 31 p.

8. The Nuclear Power Industry's Ageing Workforce: Transfer of Knowledge to the Next Generation. // IAEA-TECDOC-1399. – 2004. – 101 p.

9. Planning and Execution of Knowledge Management Assist Missions for Nuclear Organizations // IAEA-TECDOC-1586. – 2008. – 61 p.

10. Evaluation of Human Resource Needs for a New Nuclear Power Plant: Armenian Case // IAEA-TECDOC-1656. – 2011. – 99 p.

11. Managing Nuclear Knowledge, Pocket Reference for Executives // IAEA. – 2012. – 16 p.

12. Knowledge Management for Nuclear Research and Development Organizations // IAEA-TECDOC-1675. – 2012. – 59 p.

13. The Impact of Knowledge Management Practices on NPP Organizational Performance – Results of a Global Survey // IAEA-TECDOC-1711. – 2013. – 131 p.

Поступила в редакцию 19.12.2013 г.

### **Автор**

Верещагина Татьяна Николаевна, ученый секретарь, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ»,  
доктор техн. наук.  
E-mail: vtn@ippe.ru

## **ABOUT KNOWLEDGE MANAGEMENT IN NUCLEAR ORGANIZATIONS**

Vereshchagina T. N.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky

### ABSTRACT

In present-day world knowledge is considered as an intellectual asset or a resource. And it is the only resource which cannot be quickly reproduced by competitors.

Growing attention to nuclear knowledge management is a result of nuclear power renaissance in the world. The nuclear knowledge management has become a priority issue of IAEA member-states activity in the last decade. The purpose of the knowledge management is providing the agency's staff with the necessary knowledge in the right place at the right time.

The Rosatom State Corporation's program contains three functional blocks. They are:

- scientific communities management,
- scientific and technical information (content) management,
- intellectual rights management.

One of problems of scientific and technical communities management is preservation of crucial knowledge. Nine pilot projects on preservation of crucial knowledge were realized by the Corporation in 2012 as a form of multimedia modules (three of them in SSC RF-IPPE). The Regulations and systematic recommendations on preservation of crucial knowledge in institutions concerned were developed.

The important role for transfer and preservation of knowledge in IPPE belongs to postgraduate study. 40-50 graduate students are currently trained. There is an immediate face-to-face communication between a teacher and a young specialist as well knowledge translation.

The main task for scientific and technical information content management is to provide safety and to make formalized knowledge (i.e. scientific and technical information, accumulated in the institution and information from external sources) accessible for users.

Intellectual rights management targets in IPPE are realized by the patent department. For the last two years the quantity of protected intellectual rights has considerably increased, registration of know-how has been organized, and registration of the computer programs has begun. The further task of SSC RF-IPPE in this area is increasing of revenue by means of licenses sale. The Rosatom State Corporation set ambitious targets of annual multiple increase in profit at the expense of licenses.

The first steps of IPPE in knowledge management have shown expediency of combining traditional and innovative methods of work, necessity of creative approaches to all the targets of knowledge management. It is necessary to analyze existing methods and means, to define the most acceptable of them for each institution and to constantly improve them. Only in this case information necessary for the staff will be available in time, and a free knowledge exchange between them will be free and easy.

**Key words:** knowledge management, intellectual results, explicit knowledge, implicit knowledge, knowledge dissemination, knowledge transfer and preservation.

### REFERENCES

1. Labockij V.V. *Upravlenie znaniyami (tehnologii, metody i sredstva predstavleniya, izvlecheniya i izmereniya znaniy)* [Knowledge management (technology, methods and means of representation, knowledge extraction and measurement)]. Minsk, Sovremennaya shkola Publ. 2006, 392 p.

2. Gavrilova T.A., Chervinskaya, K.R. *Izvlechenie i strukturirovanie znaniy dlya ekspertnyh sistem* [Extracting and structuring of knowledge for expert systems]. Moscow, Radio i svyaz' Publ. 1992, 200 p.
3. Kulopulos T., Frappaolo K. Smart things to know about Knowledge Management. Capstone Publishing Limited, Oxford Centre for Innovation. Oxford OX2 0JX, United Kingdom. 1999, 120 p.
4. Perelygina I.A. Upravlenie znaniyami kak faktor povysheniya korporativnoj kul'tury organizacii [Knowledge management as a factor in increasing the corporate culture of the organization]. *Iniciativy XXI veka*. 2010, no. 1, pp. 28–32.
5. Kryshtafovich A.N. Upravlenie znaniyami – perspektivnoe napravlenie menedzhmenta [Knowledge management – a perspective direction of management]. *Menedzhment v Rossii i za rubezhom*. 2003, no. 1, pp. 42–51.
6. De Grosbois J., Kumar V. The role of knowledge management in NPP organizational performance. *International Journal of Nuclear Knowledge Management (IJNKM)*. 2009, vol. 3, issue 2, pp. 137–156.
7. Risk Management of Knowledge Loss in Nuclear Industry Organizations. IAEA Publications. STI/PUB/1248. 2006, 31 p.
8. The Nuclear Power Industry's Ageing Workforce: Transfer of Knowledge to the Next Generation. IAEA-TECDOC-1399. 2004, 101 p.
9. Planning and Execution of Knowledge Management Assist Missions for Nuclear Organizations. IAEA-TECDOC-1586. 2008. 61 p.
10. Evaluation of Human Resource Needs for a New Nuclear Power Plant: Armenian Case. IAEA-TECDOC-1656. 2011, 99 p.
11. Managing Nuclear Knowledge, Pocket Reference for Executives. IAEA. 2012, 16 p.
12. Knowledge Management for Nuclear Research and Development Organizations. IAEA-TECDOC-1675. 2012, 59 p.
13. The Impact of Knowledge Management Practices on NPP Organizational Performance – Results of a Global Survey. IAEA-TECDOC-1711. 2013, 131 p.

### Author

Vereshchagina Tat'yana Nikolaevna, Scientific Secretary, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Dr. Sci. (Engineering).  
E-mail: vtn@ippe.ru

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МОДЕЛИ ВОЗДУШНОГО ТЕПЛООБМЕННИКА СИСТЕМЫ АВАРИЙНОГО РАСХОЛАЖИВАНИЯ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

**А.П. Сорокин, Е.Ф. Иванов, Г.П. Богословская, Ю.Д. Левченко,  
В.В. Привезенцев, К.С. Рымкевич, И.Р. Зуева**  
*ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

**Р**

Представлены результаты экспериментального исследования характеристик теплообмена пучка оребренных труб в экспериментальном рабочем участке, воспроизводящем фрагмент проточной части теплообменника «натрий-воздух» системы аварийного расхолаживания реактора на быстрых нейтронах при течении натрия внутри оребренных труб, охлаждаемых снаружи потоком воздуха. Получен массив данных по значениям температуры на поверхности оребренных трубок при различных скоростях охлаждающего воздуха пучка оребренных труб. Обработка опытных данных по теплоотдаче, проведенная двумя способами, во-первых, на основании результатов прямых измерений температур поверхности оребренной трубки и потока воздуха и, во-вторых, по коэффициенту теплопередачи пучка труб, показала, что расхождение обработанных опытных данных с результатами, полученными по формуле для расчета средней теплоотдачи коридорных пучков труб, не превышает 19%.

Результаты опытов по теплоотдаче показали, что количество тепла, снимаемое с поверхности оребренных трубок при коэффициенте оребрения 7,2, в три – пять раз больше, чем с гладкой поверхности. В опытных данных был отмечен перегрев воздуха в межтрубном пространстве по ходу воздуха. Причиной этого, по всей видимости, является образование застойных зон, вызванное малыми межреберными расстояниями и аккумуляцией тепла в процессе длительного разогрева натриевого контура. Данные могут быть использованы для верификации программ теплогидравлического расчета ВТО САРХ реакторов на быстрых нейтронах. Обоснован перенос опытных данных по теплоотдаче на натурную установку. Оценки мощности натурального теплообменника, сделанные с учетом значений коэффициентов теплопередачи, полученных в опытах, показали, что теплосъем будет несколько ниже (в зависимости от скорости течения воздуха), чем заявленный в проекте.

**Ключевые слова:** быстрый реактор, натрий, воздушный теплообменник, система аварийного расхолаживания, экспериментальные исследования, пучок оребренных труб, теплоотдача.

## ВВЕДЕНИЕ

Проекты реакторов на быстрых нейтронах, разрабатываемые в настоящее время, опираются на научно-технические решения, проверенные в процессе эксплуатации третьего энергоблока Белоярской АЭС с реактором БН-600. Усовершенствования, введенные в проекты, обеспечивают существенное повышение уровня безопасности и экономичности энергоблока [1], в частности, предусмотрен ряд инновационных решений по пассивным системам аварийной защиты и расхолаживания реакторной установки (РУ).

В ОАО «ОКБМ Африкантов» (г. Нижний Новгород) разработана конструкция воздушного-натриевого теплообменника (ВТО) системы аварийного расхолаживания (САРХ) реакторной установки на быстрых нейтронах, предназначенного для охлаждения реактора после аварийной остановки. Проектная схема течения воздуха через пучок теплопередающих оребренных труб приведена на рис. 1. ВТО САРХ постоянно находится в режиме «горячего» ожидания. Предотвращение отказа ВТО САРХ при пуске в результате замораживания натрия обеспечивается электроподогревом воздуха в корпусе теплообменника электронагревателями.

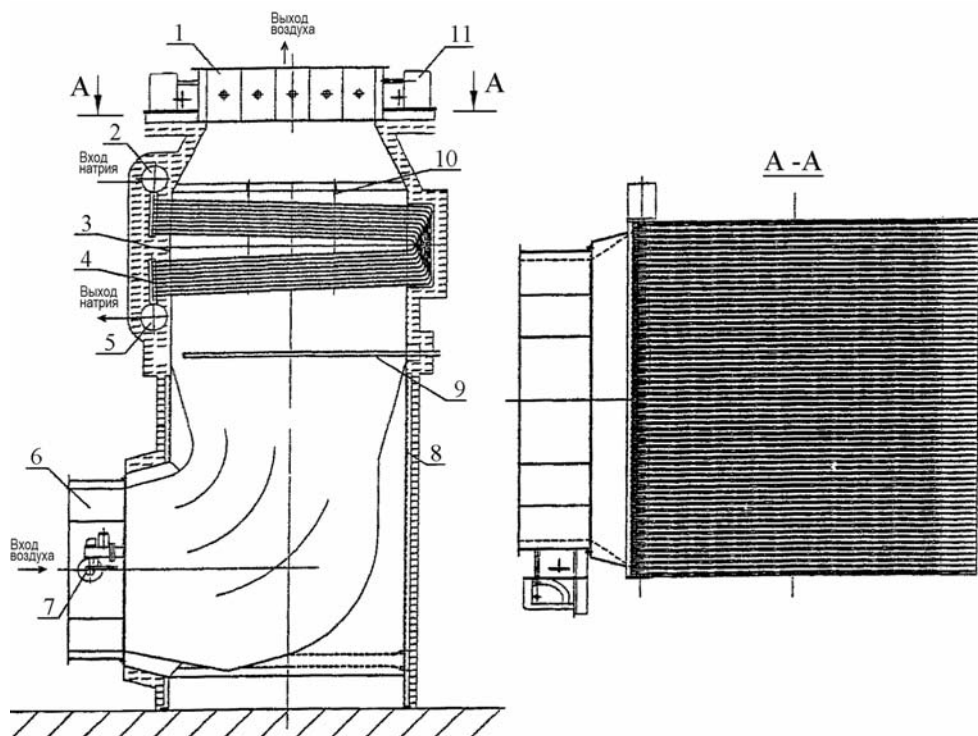


Рис. 1. Воздушный теплообменник САРХ РУ БН-800: 1 – шибер выходной; 2 – коллектор входной; 3 – теплообменник; 4 – пучок трубный; 5 – коллектор выходной; 6 – шибер входной; 7 – привод шибера входного; 8 – корпус; 9 – электронагреватели; 10 – элементы дистанционирования труб; 11 – привод шибера выходного

После срабатывания аварийной защиты открываются шиберы на выходе из теплообменника, и течение охлаждающего воздуха через пучок теплопередающих оребренных труб происходит за счет естественной циркуляции воздуха.

Поверхность теплообмена, а соответственно, и тепловая мощность воздушного теплообменника в значительной степени определяются высоким термическим сопротивле-

нием со стороны воздуха. Теплообменник должен иметь гидравлическое сопротивление, обеспечивающее достаточный расход охлаждающего воздуха. Сложность геометрии оребрения труб со стороны воздуха не позволяет достаточно точно рассчитать теплоотдачу оребренных труб. Получение экспериментальных данных по теплопередаче пучка оребренных труб теплообменника должно обеспечить обоснование конструкции ВТО САРХ и оптимизировать его весогабаритные параметры.

Для проведения экспериментальных исследований в обоснование надежности работы принятого варианта конструкции оребренных теплообменных труб ВТО САРХ РУ БН-800 в ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» (г. Обнинск) на жидкометаллическом экспериментальном стенде АР-1 [2] была создана специальная экспериментальная установка.

Объектом исследований являлись характеристики теплообмена пучка оребренных труб в экспериментальном рабочем участке, воспроизводящем фрагмент проточной части ВТО САРХ РУ БН-800, при течении натрия внутри оребренных труб, охлаждаемых снаружи потоком воздуха.

Перед исследователями была поставлена задача получить экспериментальные данные по теплоотдаче от оребренных труб экспериментального рабочего участка к потоку охлаждающего воздуха для обоснования достоверности проектных расчетов и эффективности воздушного теплообменника системы аварийного расхолаживания.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

Рабочий участок модели ВТО САРХ был установлен в стендовом зале экспериментального натриевого стенда АР-1 на вертикальном участке в линии воздушного охлаждения.

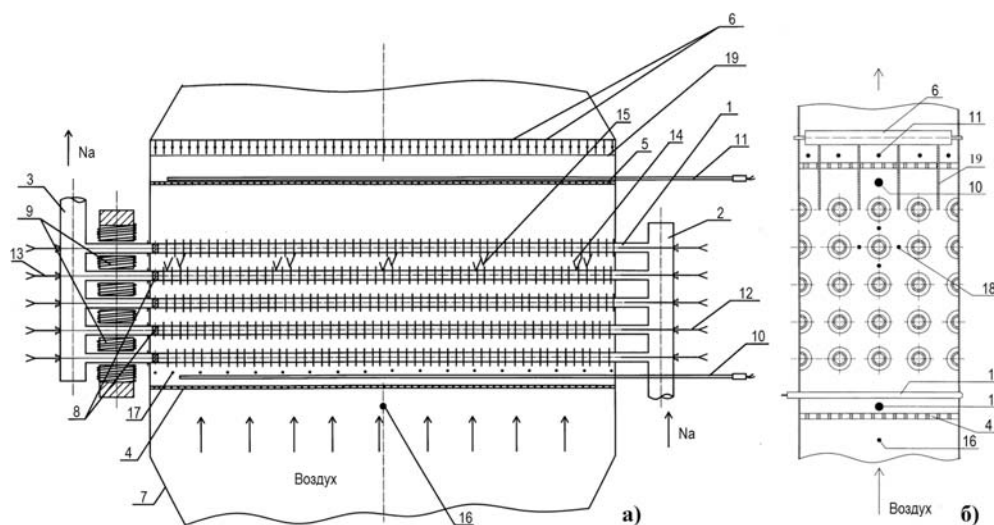


Рис. 2. Продольное (а) и поперечное (б) сечения рабочего участка: 1 – трубный пучок; 2 – входной коллектор; 3 – выходной коллектор; 4 – профилирующая решетка на входе; 5 – профилирующая решетка на выходе; 6 – жалюзи; 7 – корпус; 8 – смеситель; 9 – электромагнитный расходомер; 10 – гидродинамический зонд; 11 – термопарный зонд; 12 – термопары на входе в трубки центрального ряда; 13 – термопары на выходе из центрального ряда; 14 – термопары на поверхности трубки; 15 – термопары на ребрах; 16 – термопара на входе воздуха; 17 – нагреватель; 18 – термопары в воздушном пространстве в зазорах между трубками измерительного ряда и смежными трубками; 19 – перегородка

Стенд АР-1 предназначен для исследования теплофизических процессов, происходящих в отдельных узлах установки при пусковых, переходных и аварийных режимах [2]. Стенд АР-1 состоит из трех контуров: в первом и втором контурах теплоносителем служит эвтектический сплав натрий-калий, третий контур – натриевый. Первый и третий контуры являются основными.

Конструкция экспериментального рабочего участка показана на рис. 2.

Проточная часть экспериментального воздушного тракта участка состояла из трех частей: входной, срединной и выходной. Основным узлом являлась срединная часть – теплообменник, включающий в себя 15 оребренных труб штатной конструкции с наружным диаметром 22 мм (рис. 2). Оребрение было выполнено из ленты, приваренной к наружной поверхности теплопередающей трубы, со следующими параметрами: высота ребра – 9 мм, толщина ребра – 0,8 мм, шаг спирали ребра – 4,2 мм. Трубный пучок ограничивался обечайкой в форме прямоугольного параллелепипеда с проточной частью  $276 \times 1000$  мм<sup>2</sup> и высотой 508 мм. Расположение оребренных трубок выбрано коридорным – по пять в ряду с шагами  $69 \times 64,5$  мм<sup>2</sup>. Длина пучка, омываемого воздухом, – 1000 мм. На поверхностях обечайки были закреплены вытеснители, изготовленные из штатных труб, которые также служили ребрами жесткости конструкции.

### **ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОТДАЧИ ОТ ПОВЕРХНОСТИ ПУЧКА ОРЕБРЕННЫХ ТРУБ К ВОЗДУХУ**

Аналитические соотношения для теплоотдачи в пучках оребренных труб, учитывающие влияние формы ребра, толщины, высоты и теплопроводящих свойств материала, из которого оно выполнено, на распределение температур и теплового потока по поверхности ребра, получены на основании аналитических решений задач о теплопроводности оребренной трубы. В этих решениях не учитываются условия гидродинамического обтекания оребренной поверхности и связанное с этим влияние на распределение температур по ребру. Поэтому практическое применение этих решений для расчета теплоотдачи, особенно пучков оребренных труб, ограничено.

При поперечном обтекании труб распределение скоростей и температур в межреберном пространстве зависит от характера течения в нем – ламинарного, турбулентного и вихревого. Даже для геометрически простых одиночных элементов, например, для круглой трубы, распределение температур и скоростей по периметру удается аналитически описать только в зоне до отрыва пограничного слоя.

Поперечное обтекание пучка труб – процесс еще более сложный. Условия обтекания передних и глубинных рядов пучка значительно различаются. Турбулентность набегающего потока увеличивается по течению и, начиная с четвертого ряда, стабилизируется. Поперечное обтекание пучка оребренных труб характеризуется весьма сложной гидродинамической картиной. Сложность этого процесса отражается на распределении локальных коэффициентов теплоотдачи по поверхности обтекаемой оребренной трубы. Проведенные ранее исследования показывают, что при обтекании оребренной трубы ввиду сложности ее формы происходит изменение локальных коэффициентов теплоотдачи как по окружности, так и по высоте ребра. Оно зависит и от параметров оребрения трубы, и от расположения труб в пучке, и от гидродинамического режима потока [3].

При подготовке экспериментов по исследованию теплоотдачи в коридорном пучке поперечно омываемых труб воздухом был проведен анализ имеющихся данных [3–10]. Изложенные в литературе методики и зависимости очень часто справедливы только для определенной геометрии и определенных режимов течения теплоносителя.

Порядок проведения опытов был следующим. После стабилизации расхода натрия в контуре градуировались электромагнитные расходомеры (ЭМР), установленные на выходе из каждого ряда пучка труб (левый, центральный, правый). По завершении внутриконтурной градуировки ЭМР выставлялись режимные параметры по воздуху и натрию. Измерения проводились по достижении стационарных режимов.

Регистрация данных выполнялась с помощью измерительного комплекса на базе персонального компьютера по специально разработанным прикладным программам. Система автоматизированного управления экспериментом осуществляла контроль за работой стенда и рабочего участка. В процессе измерений проводился мониторинг основных параметров и с помощью заданных значений установок осуществлялось сраба-



тывание предупредительной сигнализации и аварийной защиты.

В качестве измерительной была выбрана четвертая труба центрального ряда пучка, на которой с помощью термопар регистрировались значения температуры у основания и на вершине ребра в пяти сечениях по длине трубки. В ходе экспериментов регистрировались параметры, указанные в табл. 1.

Таблица 1

Измеряемая величина	Тип преобразователя
Суммарный расход натрия через пять измерительных труб	Электромагнитный расходомер
Относительный расход натрия через измерительные трубы	Магнитное устройство
Температура натрия на входе в измерительную трубу, °С	Термопара ХК
Среднесмешанная температура натрия на выходе из измерительной трубы, °С	Термопара ХК
Температура наружной поверхности в пяти сечениях по длине измерительной трубы, °С	Термопара ХК
Температуры поверхности на вершинах ребер в пяти сечениях по длине измерительной трубы, °С	Микротермопара ХК
Температура воздуха в четырех положениях вокруг измерительной трубы, °С	Термопарный зонд, термопары ХК
Перепад давления в воздухе, Па	Трубка Пито, Метран-100ДД
Температура воздуха перед пучком, °С	Термопарный зонд, термопары ХК
Температура воздуха после пучка, °С	Термопарный зонд, термопары ХК

Следует отметить, что в результате обработки экспериментальных данных были оценены максимальные значения коэффициентов теплообмена со стороны воздуха на оребренной трубе в пучке.

Данные [3] свидетельствуют, что максимальные значения локальных коэффициентов теплоотдачи имеют место в части трубы  $\varphi = 90$  и  $270^\circ$ , что соответствует наиболее узкому сечению пучка. Это вполне естественно, так как в этих местах ввиду сужения проходного сечения значительно повышается скорость потока. Также указывается, что распределение локальных коэффициентов теплоотдачи по периметру оребренной трубы в пучке будет более равномерным, чем вокруг одиночной трубы. Несмотря на то, что оребрение на трубе идет по спирали, различие в теплоотдаче на обеих сторонах трубы незначительно.

Увеличение скорости поперечного течения воздуха приводит к следующему: относительный коэффициент теплоотдачи на поверхности трубы по направлению течения, начиная с лобовой точки, увеличивается, достигает максимума вблизи  $\varphi \sim 70 - 90^\circ$  и затем резко падает. Для одиночной трубы в задней части при низких значениях  $Re$ , видимо, вследствие эффективного влияния на теплоотдачу обратной струи в клиновидном потоке относительный коэффициент теплоотдачи несколько повышается. При более высоких  $Re$  этот эффект незначительный. В глубинном ряду труб пучка он вовсе не обнаружен, и в этом случае кормовая часть обладает самой низкой теплоотдачей. При более низких значениях  $Re$  теплоотдача по окружности более равномерна по сравнению со случаями высоких  $Re$ .

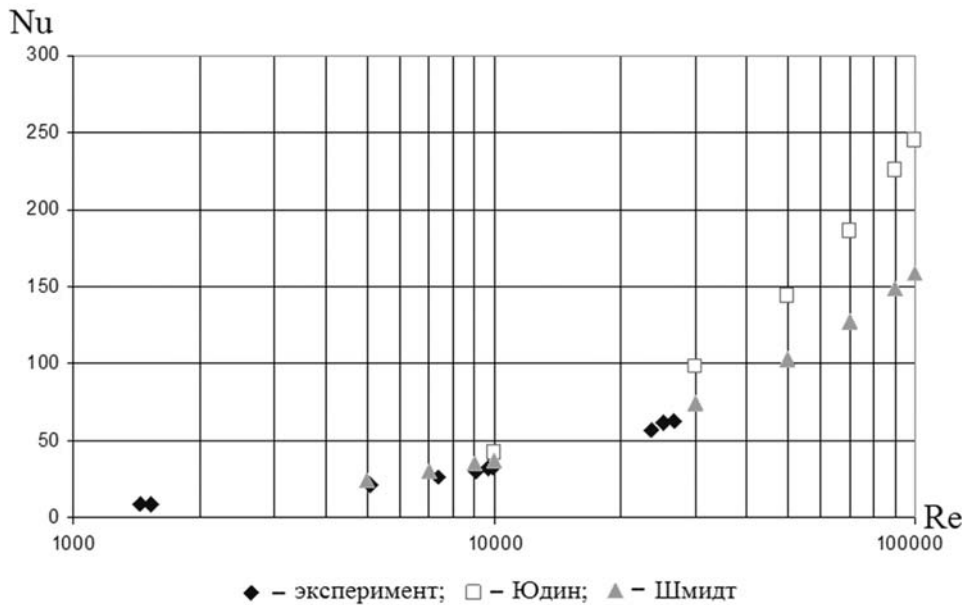


Рис. 3. Сравнение обработанных экспериментальных данных по максимальной теплоотдаче вокруг измерительной трубки с расчетами по формулам Юдина [9] и Шмидта [10]

На рисунке 3 показана зависимость числа Нуссельта, рассчитанного по максимальному коэффициенту теплообмена по периметру оребренной трубы, от числа Рейнольдса для экспериментальных режимов в сравнении с результатами расчета по формулам из работ [10, 11]:

$$Nu = 0,2Re^n Pr^{0,33} \varphi^{-0,7} C_z C_s, \quad (1)$$

$$Nu = 0,303Re^{0,625} Pr^{0,333} \varphi^{-0,375} (Pr / Pr_w)^{0,35}, \quad (2)$$

где  $\varphi = ((d_p^2 - d^2)/2 + d_p \times \delta_p + d(S_p - \delta_p)) / dS_p$  – коэффициент оребрения;  $C_z, C_s$  – поправки на номер ряда и шаги трубного пучка.

Число Рейнольдса рассчитывалось по характерному размеру трубного пучка

$$\lambda_0 = (S_{тр} \cdot d + S_p \cdot (0,785 \cdot (d_p^2 - d^2))^{1/2}) / S_n, \text{ м}, \quad (3)$$

где  $S_n$  – полная поверхность оребренной трубы,  $\text{м}^2$ ;  $S_p$  – поверхность ребер,  $\text{м}^2$ ;  $S_{тр}$  – площадь участка поверхности трубы, не занятой ребрами,  $\text{м}^2$ .

Коэффициент теплоотдачи по воздуху рассчитывался как

$$\alpha_v = \alpha_{пр} / (E \cdot \mu_p \cdot \psi \cdot S_p / S_n + S_{тр} / S_p), \text{ Вт/м}^2 \text{ К}, \quad (4)$$

где  $\alpha_{пр} = Q_1 / (t_{ст} - t_{возд}) S_n$  – приведенный коэффициент теплоотдачи,  $\text{Вт/м}^2 \text{ К}$ ;  $E = \text{th}(Bi_L^{1/2}) / Bi_L^{1/2}$  – коэффициент эффективности ребра с постоянным поперечным сечением;  $Bi_L = \alpha L / \lambda$  – число Био, в запись которого входит коэффициент теплообмена  $\alpha$ ,  $\text{Вт/м}^2 \text{ К}$ ;  $L = Pl^2 / F$  – комплекс, имеющий размерность длины и составленный из значений периметра  $P$ , высоты  $l$  и поперечного сечения ребра  $F$ ;  $\lambda$  – коэффициент теплопроводности ребра;  $\mu_p = 1$ ;  $\psi = 0,965$ .

Рисунок 3 наглядно демонстрирует хорошее согласование формул (1) и (2) и результатов обработки экспериментальных данных.

Следует отметить, что в результате обработки экспериментальных данных получены несколько завышенные коэффициенты теплоотдачи при малых числах  $Re$  по сравнению с данными [9, 10]. Это вполне логично, так как при таком небольшом шаге оребрения, который был реализован в экспериментах, влияние числа  $Re$  на интенсивность тепло-

отдачи больше [3], чем в пучке труб с широким оребрением. С увеличением числа Re толщина пограничных слоев уменьшается, что ведет к увеличению значения коэффициента теплоотдачи.

По результатам опытов коэффициенты теплообмена у вершины ребра были на 30 – 90% выше, чем у основания ребра. Полученная картина процесса теплоотдачи хорошо согласуется с представлением об образовании на трубе пограничного слоя и о том, что распределение локальных коэффициентов теплоотдачи по периметру ребра неодинаково. Сильно турбулизированное, но, по-видимому, либо медленное течение в кормовой части ребра, либо вообще отсутствие течения не повышает интенсивность теплоотдачи.

Сравнение данных для одиночной трубы и трубы, установленной в пучке, при одних и тех же Re показывает у последней более высокую теплоотдачу в верхней части ребра, что объясняется влиянием турбулизирующего действия передних рядов труб.

Результаты исследований других авторов показывают, что средняя по периметру теплоотдача на гладких и оребренных трубах не будет сильно различаться.

В опытных данных был отмечен перегрев воздуха в межтрубном пространстве по ходу воздуха. Причиной этого, по всей видимости, является образование застойных зон, вызванное малыми межреберными расстояниями и аккумуляцией тепла в процессе длительного разогрева натриевого контура.

Прерывное соединение ребер и трубы (точечная сварка) снижает эффективность оребренной поверхности. Термическое сопротивление между трубой и ребром приводит к снижению суммарной теплоотдачи и к росту температуры поверхности трубки. Количество тепла, снимаемое с поверхности оребренной трубы, в среднем в три – пять раз больше, чем с гладкой поверхности (рис. 4).

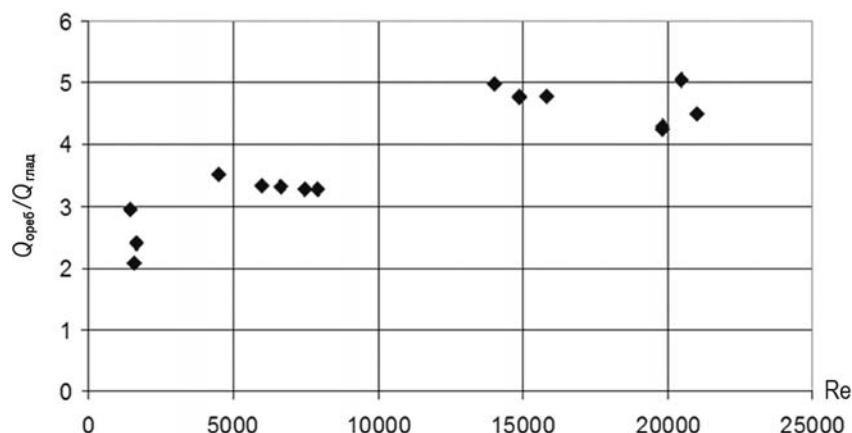


Рис. 4. Сравнение количества тепла, снимаемого с оребренной и гладкой поверхности теплообмена в зависимости от режима течения воздуха (для условий экспериментов)

Возможность переноса значений среднего коэффициента теплопередачи  $k$ , полученного при моделировании мощности по натрию и воздуху, обосновывается следующими факторами.

Средний логарифмический температурный напор оценивается как

$$\Delta t_{л}^{cp} = \psi (\Delta t_6 - \Delta t_m) / (\ln \Delta t_6 / \Delta t_m), \quad (5)$$

где  $\Delta t_6$ ,  $\Delta t_m$  – максимальный и минимальный температурные напоры, реализуемые в противоточной схеме.

Несмотря на то, что тепловые схемы натурального аппарата и модели отличаются, что определяется разным характером перемешивания воздуха в модельном и натурном пучке [11], оценки поправочного коэффициента, проведенные для параметров опытов показали, что с точностью до 0,5 – 1% значения поправочного

коэффициента  $\psi$  для модели и натурной установки совпадают.

Приблизительные оценки мощности натурального теплообменника, сделанные с учетом значений коэффициентов теплопередачи, полученных в опытах, показали, что теплосъем будет несколько ниже (в зависимости от скорости течения воздуха), чем заявленный в проекте.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. В результате проведенных экспериментальных исследований на модели воздушного теплообменника системы аварийного расхолаживания получен массив данных по значениям температуры на поверхности оребренных труб теплообменника при различных скоростях охлаждающего воздуха, которые могут быть использованы для верификации программ теплогидравлического расчета ВТО САРХ реакторов на быстрых нейтронах.

2. Обоснован перенос опытных данных по теплоотдаче на натурную установку.

3. Опытные данные по теплоотдаче, полученные двумя способами, во-первых, на основании результатов прямых измерений температур поверхности оребренной трубы и потока воздуха и, во-вторых, по коэффициенту теплопередачи пучка труб, показали, что расхождение обработанных опытных данных с результатами, полученными по формуле для расчета средней теплоотдачи коридорных пучков труб [6], не превышает 19%.

4. Результаты опытов по теплоотдаче показали, что количество тепла, снимаемое с поверхности оребренных труб при коэффициенте оребрения 7,2, в три – пять раз больше, чем с гладкой поверхности.

5. Для уточнения вклада ребристой поверхности в интенсификацию теплообмена, обобщения данных с целью получения обобщенной расчетной формулы, изучения влияния застойных зон на формирование температурных полей в пучке оребренных труб желательно провести дополнительные эксперименты.

## Литература

1. Зверев Д.Л., Васильев Б.А., Седаков В.Ю., Кузавков Н.Г. Освоение технологии быстрых натриевых реакторов. Создание РУ БН-800. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №2. – С. 130-142.
2. Efanov A.D., Sorokin A.P., Matjuhin N.M., Chernonog V.L. The experimental base of SSC RF-IPPE for research of liquid metals heat and mass transfer // Hydrodynamics and heat transfer in reactor components cooled by liquid coolant in single / two-phase (working material), IAEA. – TWG-FR/125. – Vienna, Austria. – 2005. – PP. 8-25.
3. Жукаускас А.А. Конвективный перенос в теплообменниках. – М.: Наука. – 1982.
4. Михеев М.А. Расчетные формулы конвективного теплообмена. // Известия АН СССР. Энергетика и транспорт. – 1966. – №5. – С. 95-105.
5. Исаченко В.П. – В кн.: Теплопередача и тепловое моделирование. – М.: Изд. АН СССР. 1959. – С. 213-225.
6. Исаченко В.П., Салом-Заде Ф.Г. Теплоотдача в коридорных пучках поперечно омываемых гладких труб. // Теплоэнергетика. – 1969. – №5. – С. 84-87.
7. Методика и зависимости для теоретического расчета теплообмена и гидравлического сопротивления оборудования АЭС (РТМ 24.031.05-72). – М.: Министерство тяжелого, энергетического и транспортного машиностроения. – 1974.
8. Кутателадзе С.С. Основы теории теплообмена. – Новосибирск: Наука – Сибирское отделение. – 1970.
9. Юдин В.Ф. Теплообмен в оребренных пучках. – Л.: Энергия. – 1980.
10. Schmidt H.T. Der Wdrmebergang an Rippenrohre und die Berechnung von Rohrbyndel – Wdrmeaustau – Schern. – Kdltetech. – 1963. – Bd. 15. – no. 4, pp. 98-102, no. 12, pp. 370-378.

11. *Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.Л.* Справочник по теплогидравлическим расчетам. 2-е изд., испр. и доп. – М.: ЭнергATOMиздат. – 1990.

Поступила в редакцию 19.03.2013 г.

### **Авторы**

Сорокин Александр Павлович, заместитель директора Института ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРиТ), ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

E-mail: sorokin@ippe.ru

Иванов Евгений Федорович, ведущий научный сотрудник ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

Богословская Галина Павловна, ведущий научный сотрудник ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

Левченко Юрий Данилович, ведущий научный сотрудник ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

E-mail: levchenko@ippe.ru

Привезенцев Виталий Владимирович, начальник лаборатории ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

Рымкевич Казимир Станиславович, инженер-исследователь лаборатории ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

Зуева Ирина Ромуальдовна, заместитель начальника лаборатории ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

**EXPERIMENTAL RESEARCHES OF THERMAL HYDRAULIC CHARACTERISTICS  
IN THE MODEL OF SODIUM-AIR HEAT EXCHANGER  
FOR FAST REACTOR EMERGENCY COOLING SYSTEM**

Sorokin A.P., Ivanov E.F., Bogoslovskaya G.P., Levchenko Yu.D., Privezentsev V.V.,  
Rymkevich K.S., Zueva I.R.,

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power  
Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

## ABSTRACT

Results of experimental researches of thermohydraulic characteristics in the bundle of finned tubes are presented in the paper. The test section represents a fragment of flow part of sodium-air heat exchanger in the emergency cooling system of a fast reactor, with sodium flow inside the tubes and cooled by lateral flow of air. A great data array of temperature values on the finned tubes surface at different air velocities and hydraulic characteristics of finned tube bundle were gained. Experimental data on heat transfer were processed in two ways: first, on the basis of direct measurements of temperatures on the surface of a finned tube and air flow and, secondly, on mean value of heat transfer coefficient of tube bundle. Analysis of experimental data has shown that a divergence of both approaches does not exceed 19%. It was found in the tests that the heat flow removed from a finned tube's surface with a finned surface factor being equal to 7.2 is 3-5 times more intensive than that from smooth surface. In the course of the experiments air overheating was noticed in the intertubular space in the direction of air flow. Most likely, it is due to formation of stagnant zones caused by small interfin spaces and heat accumulation during long warming up of the sodium circuit. Experimental data can be used for verification of thermal hydraulic numerical codes for sodium-air heat exchanger in the emergency cooling system of fast reactors. The experimental results application to a full-scale facility is substantiated. Power estimations of a full-scale heat made with regard to the value of experimental heat transfer coefficients have shown that heat removal can be lower (depending on the velocity of air flow) than claimed in the design.

**Key words:** fast reactor, sodium, air heat exchanger, emergency cooling system, experimental researches, bundle of finned tubes, heat transfer.

## REFERENCES

1. Zverev D.L., Vasil'ev B.A., Sedakov V.Yu., Kuzavkov N.G. Osvoenie tehnologii bystrykh natrievykh reaktorov. Sozdanie RU BN-800 [Mastering the technology of fast sodium reactors. Creation of BN-800]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no. 2, pp. 130–142.
2. Efanov A.D., Sorokin A.P., Matjuhin N.M., Chernonog V.L. The experimental base of SSC RF-IPPE for research of liquid metals heat and mass transfer. Hydrodynamics and heat transfer in reactor components cooled by liquid coolant in single / two-phase (working material), IAEA. TWG-FR/125. Vienna, Austria. 2005, pp. 8–25.
3. Zhukauskas A.A. *Konvektivnyj perenos v teploobmennikah* [Convective transfer in heat exchangers]. Moskow, Nauka Publ. 1982.
4. Miheev M.A. Raschetnye formuly konvektivnogo teploobmena [Convective heat exchange calculation formulas]. *Izvestiya AN SSSR. Energetika i transport*. 1966, no. 5, pp. 95–105.
5. Isachenko V.P. – V kn.: *Teploperedacha i teplovoe modelirovanie* [In the book «Heat

- transfer and thermal modeling»]. Moscow, AN SSSR Publ. 1959, pp. 213–225. (in Russian)
6. Isachenko V.P., Salom-Zade F.G. Teplootdacha v koridornyh puchkah poperechno omyvaemyh gladkih trub [Heat exchange at the corridor bundles of smooth tubes with transverse flushing]. *Teploenergetika*. 1969, no. 5, pp. 84–87.
7. *Metodika i zavisimosti dlya teoreticheskogo rascheta teploobmena i gidravlicheskogo soprotivleniya oborudovaniya AES (RTM 24.031.05-72)* [Methodology and dependencies for theoretical calculation of heat exchange and hydraulic resistance of NPP equipment (RTM 24.031.05-72)]. Moscow, Ministerstvo tyazhelogo, energeticheskogo i transportnogo mashinostroeniya Publ. 1974.
8. Kutateladze S.S. *Osnovy teorii teploobmena* [Fundamentals of the theory of heat exchange]. Novosibirsk. Nauka Publ. 1970.
9. Yudin V.F. *Teploobmen v orebrennyh puchkah* [Heat exchange of the finned bundles]. Leningrad, Energiya Publ. 1980.
10. Schmidt H.T. Der Wdrmebergang an Rippenrohre und die Berechnung von Rohrbandel Wdrmeaustau – Schern. – Kdltetechn. – 1963. – Bd. 15. – H. 4. – pp. 98-102. – H. 12. – pp. 370-378.
11. Kirillov P.L., Yur'ev Yu.S., Bobkov V.P. *Spravochnik po teplogidravlicheskim raschetam* [Handbook of thermohydraulic calculations]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1990.

## Authors

Sorokin Aleksandr Pavlovich, Deputy Director, Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics (INR&T), FSUE «SSC RF-IPPE». Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: sorokin@ippe.ru

Ivanov Evgenij Fyodorovich, Leading Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).

Levchenko Yuriy Danilovich, Leading Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE», Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: levchenko@ippe.ru

Bogoslovskaja Galina Pavlovna, Leading Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).

Privezentsev Vitalij Vladimirovich, Head of Laboratory, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).

Rymkevich Kazimir Stanislavovich, Engineer-Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE».

Zueva Irina Romual'dovna, Deputy Head of Laboratory, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE».

# РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ МАССОБМЕННЫХ АППАРАТОВ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЗАДАННОГО КИСЛОРОДНОГО РЕЖИМА В ТЯЖЕЛЫХ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ (Pb, Pb-Bi)

Р.Ш. Асхадуллин, П.Н. Мартынов, В.И. Рачков, А.Ю. Легких  
*ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

**P**

Представлены подходы и результаты расчетно-экспериментальных исследований в обоснование конструкций массообменных аппаратов с твердофазным источником кислорода (оксидом свинца). Исследовались характеристики массообменных аппаратов с собственным побудителем расхода теплоносителя через реакционную емкость и пневмодозаторного типа (с дискретным принципом работы). Экспериментальные исследования характеристик массообменных аппаратов проводились на циркуляционном неизотермическом стенде с теплоносителем Pb-Bi (ГНЦ РФ-ФЭИ). Расчеты выполнялись с использованием эмпирических температурных зависимостей растворимости кислорода и коэффициентов скорости растворения оксида свинца в Pb-Bi. Растворение оксида свинца в массообменном аппарате рассматривалось как процесс физического растворения твердого тела. В результате исследований получены зависимости для термодинамической активности кислорода на выходе из массообменного аппарата и для производительности аппаратов от режима работы. Показано, что результаты расчетов достаточно хорошо согласуются с полученными экспериментальными данными. Выполненная работа подтверждает возможность расчетной оценки характеристик массообменных аппаратов, что крайне важно при создании массообменного аппарата для конкретного объекта, например, реакторной установки, с целью подбора оптимальной конструкции и функциональных параметров.

**Ключевые слова:** термодинамическая активность, кислород, растворимость, свинец, свинец-висмут, оксид, теплоноситель, массообменный аппарат, твердофазный метод.



Основные преимущества тяжелых жидкометаллических теплоносителей (ТЖМТ), такие как негорючесть, отсутствие больших давлений в первом контуре, хорошие теплофизические и ядерно-физические свойства, позволяют рассматривать их в перспективных проектах реакторов на быстрых нейтронах.

Особенностью теплоносителей свинец и свинец-висмут является их сравнительно высокая коррозионная активность по отношению к конструкционным материалам. В связи с этим одной из важнейших проблем, возникающих при использовании данных теплоносителей, является обеспечение коррозионной стойкости контактирующих с ними материалов [1].

Для защиты конструкционных сталей от коррозии в среде расплава свинца и свинца-висмута применяется кислородная пассивация. Пассивация заключается в формировании и поддержании на поверхностях сталей тонких (1 – 10 мкм), хорошо сцепленных с основой, плотных оксидных пленок. При наличии таких пленок коррозионная стойкость конструкционных материалов значительно возрастает. Поскольку в этом методе пассивации основу защитных покрытий составляют оксидные соединения компонентов сталей, то одним из основных параметров, определяющих их стабильность, является термодинамическая активность (ТДА) кислорода в теплоносителе [2].

Для обеспечения условий формирования и поддержания целостности защитных оксидных покрытий, а также для предотвращения случаев зашлаковки контура твердофазными отложениями на основе оксида свинца в процессе эксплуатации установок с ТЖМТ необходимо поддерживать ТДА кислорода на определенном уровне. При слишком низком уровне ТДА кислорода в расплаве свинца-висмута или свинца не обеспечивается надежная антикоррозионная защита конструкционных сталей, т.к. могут диссоциировать защитные покрытия. При перенасыщении теплоносителя кислородом возможно образование шлаковых «блокад» на теплообменных участках контура, нарушение проектных характеристик циркуляционного контура, отклонение от штатных режимов эксплуатации, снижение ресурса работы оборудования.

Специалистами ГНЦ РФ-ФЭИ были разработаны метод и средство регулирования ТДА кислорода в ТЖМТ. Разработанный метод основан на использовании процесса растворения твердофазного оксида свинца, помещаемого в поток теплоносителя, и называется твердофазным методом регулирования. Его техническая реализация осуществляется с помощью специально разрабатываемых устройств – массообменных аппаратов (МА), которые являются важной составной частью комплекса средств технологии ТЖМТ. Основной частью МА является реакционная емкость, в которой размещается засыпка из гранулированного оксида свинца. В реакционной емкости обеспечивается взаимодействие оксида свинца с теплоносителем основного контура. Твердофазное средство окисления, контактируя тяжелым жидким металлом, растворяется, обогащая его кислородом. Растворенный кислород транспортируется по всему контуру с основным потоком теплоносителя [2, 3].

В работе представлены результаты расчетно-экспериментальных исследований в обоснование конструкций массообменного аппарата пневмодозаторного типа (с дискретным принципом работы) и аппарата с собственным побудителем расхода теплоносителя через реакционную емкость.

Работа МА пневмодозаторного типа основана на использовании газового поршня [9]. Данный аппарат подает растворенный кислород в основной контур порциями. За каждый цикл работы массообменного аппарата подается одна порция растворенного кислорода. Один рабочий цикл МА выглядит следующим образом (рис.1): компрессор забирает из газового объема стенда инертный газ, который через газовую трубу нагнетается в массообменный аппарат и вытесняет расплав, обогащенный кислородом, из реакционной емкости МА в основной контур установки. После подачи порции расплава из МА компрессор отключается, газ перетекает обратно в газовый объем стенда, т. е. давление выравнивается и расплав возвращается в реакционную емкость.

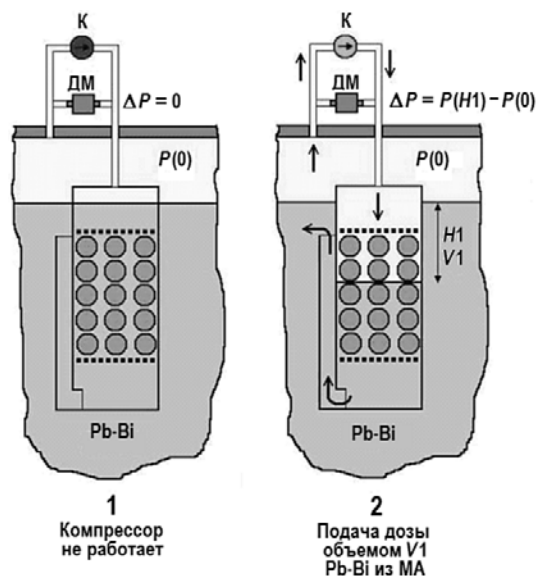


Рис. 1. Условная схема работы МА пневмодозаторного типа

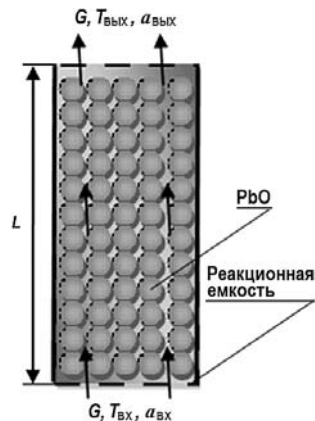


Рис. 2. Условная схема реакционной емкости МА с собственным побудителем расхода

Для исследований массообменного аппарата с собственным побудителем расхода теплоносителя использовался лабораторный МА со встроенным осевым насосом. В данном устройстве при включении насоса за счет создаваемого перепада давлений теплоноситель движется через реакционную емкость, взаимодействуя с размещенным в ней гранулированным оксидом свинца. При взаимодействии с ним теплоноситель обогащается кислородом. Растворенный кислород распространяется по контуру с основным потоком теплоносителя. Регулирование производительностью МА, т.е. количеством подаваемого из аппарата кислорода в единицу времени, осуществляется путем изменения расхода теплоносителя через реакционную емкость. Схема работы МА поясняется на рис. 2.

Экспериментальные исследования характеристик массообменных аппаратов проводились на циркуляционном неизотермическом стенде со свинцово-висмутовым теплоносителем «ТТ-2М» (ГНЦ РФ-ФЭИ). Измерение ТДА кислорода производились лабораторными датчиками активности кислорода (ДАК) на основе твердого оксидного электролита (разработка ГНЦ РФ-ФЭИ). Параметры экспериментальных образцов массообменных аппаратов представлены в табл. 1.

К настоящему времени исследована растворимость кислорода в расплавах свинца и свинца-висмута, а также исследована кинетика растворения оксидов свинца в данных расплавах. Получены эмпирические зависимости для определения растворимости кислорода в рассматриваемых тяжелых жидких металлах и зависимости для расчета кинетических характеристик процесса растворения рассматриваемых оксидов в тех или иных температурных и гидродинамических условиях [4, 5].

Наличие вышеуказанных данных дает возможность разрабатывать расчетные методики для определения характеристик МА.

Одной из основных характеристик МА является его производительность по кислороду. Для расчета производительности МА необходимо знать как концентрацию или ТДА кислорода на выходе из аппарата, так и скорость насыщения теплоносителя кислородом в реакционной емкости аппарата. ТДА кислорода на выходе из МА в свою очередь зависит от времени взаимодействия оксида свинца с теплоносителем, кинетических характеристик процесса растворения PbO, конструкции и режима работы аппарата [6].

Таблица 1

**Параметры экспериментальных образцов МА**

Наименование параметра	Значение параметра
МА пневмодозаторного типа	
Геометрические параметры реакционной емкости (РЕ) МА: внутренний диаметр РЕ, мм высота РЕ, мм диаметр гранул РbО, мм порозность засыпки	80 260 8 0,4
Температура теплоносителя, °С	390
Количество циклов работы МА в единицу времени, цикл/ч Соответствующее время взаимодействия РbО с теплоносителем в одном цикле, с	240 – 20 15 – 180
МА с собственным побудителем расхода	
Геометрические параметры реакционной емкости: диаметр, мм высота слоя засыпки, мм диаметр гранул, мм порозность засыпки	114 500 9 0,45
Температура теплоносителя, °С	400
Расход теплоносителя, м³/ч	0,1 – 0,45
Параметры насоса: тип мощность электродвигателя, Вт частота вращения, об./мин	осевой 750 0 – 1350

В расчетах МА принимаются следующие допущения.

1. Растворение оксида свинца в ТЖМТ рассматривается как процесс физического растворения твердого тела.

2. При рассмотрении процесса растворения кислорода в расплаве свинца-висмута за стандартное состояние выбирают состояние насыщения, т.е. состояние, в котором достигнута предельная растворимость кислорода в расплаве ( $C_s$ ). Предполагается, что зависимость концентрации растворенного кислорода ( $C$ ) от ТДА ( $a_{[O]}$ ) выражается соотношением

$$a_{[O]} = C / C_s . \quad (1)$$

3. При растворении РbО коэффициент скорости растворения ( $K_p$ ) не изменяется при изменении размера гранул.

4. Гранулы имеют шарообразную форму и не изменяют своей формы в процессе растворения.

В основе расчета лежит основной закон кинетики физического растворения твердых тел, в соответствии с которым плотность потока вещества с поверхности растворения пропорциональна концентрационному недонасыщению раствора [3]. Этот закон можно представить выражением

$$\frac{dm}{S_p d\tau} = K(C_s - C) , \quad (2)$$

где  $S_p$  – площадь поверхности растворения;  $C_s$  – концентрация насыщения;  $C$  – концентрация вещества в растворе;  $K$  – коэффициент скорости растворения.

Определяя скорость растворения оксида свинца как массу кислорода, покидающего твердую фазу PbO в единицу времени, а также учитывая соотношение (1), закон можно записать в виде

$$-\frac{dm_{[O]}}{d\tau} = K_p \cdot (1 - a_{[O]}) \cdot S_p, \quad (3)$$

где  $K_p = K \cdot C_s$ ;  $C_s$  – концентрация насыщения расплава кислородом.

Каждой схеме организации процесса растворения соответствует определенное уравнение материального баланса, связывающее концентрацию вещества в растворе с массой вещества, остающегося в твердом состоянии. Такое балансовое уравнение позволит совместно с уравнением кинетики образовать замкнутую систему и решить задачу о кинетике растворения в условиях принятой схемы.

Для растворения гранулированного оксида свинца в МА балансовое уравнение имеет вид

$$m_{O[O]} - m_{[O]} = V_{\text{тепл}} \cdot \rho_{\text{тепл}} \cdot (C_{[O]} - C_0), \quad (4)$$

где  $m_{O[O]}$ ,  $m_{[O]}$  – масса кислорода в начальный и конечный моменты времени в твердом PbO, кг;  $C$ ,  $C_0$  – текущая и начальная концентрации кислорода в расплаве в реакционной емкости МА, массовых долей;  $\rho_{\text{тепл}}$  – плотность теплоносителя, кг/м<sup>3</sup>;  $V_{\text{тепл}}$  – объем теплоносителя в реакционной емкости МА, м<sup>3</sup>.

За элементарное время  $d\tau$  масса кислорода в твердом PbO уменьшится на  $dm_{[O]}$ , концентрация кислорода в расплаве при этом изменяется на  $dC$ , тогда балансовое уравнение примет вид

$$dm_{O[O]} = V_{\text{тепл}} \cdot \rho_{\text{тепл}} \cdot dC_{[O]}. \quad (5)$$

Основными принятыми в технике и технологии обобщенными характеристиками зернистого слоя являются порозность ( $\varepsilon$ ) и удельная поверхность зернистого слоя ( $A$ ). Порозность, обозначаемая через  $\varepsilon$ , – это доля объема, не занятого элементами зернистого слоя. Значение  $\varepsilon$  зависит от формы элементов, характера упаковки в слое и не зависит от абсолютной величины геометрически подобных элементов слоя [8].

Используя понятия порозности и удельной поверхности, применительно к МА на основании решения уравнений (3) и (5) можно получить ТДА кислорода на выходе из МА:

$$a_{[O]\text{вых}} = 1 - (1 - a_{[O]\text{вх}}) \cdot \exp\left(-\int_0^{\tau_k} \left(\frac{K_p \cdot A}{\varepsilon \cdot \rho_{\text{тепл}} \cdot C_s}\right) d\tau\right), \quad (6)$$

где  $a_{[O]\text{вх}}$ ,  $a_{[O]\text{вых}}$  – ТДА кислорода в теплоносителе на входе в МА и на выходе из него соответственно;  $\rho_{\text{тепл}}$  – плотность теплоносителя, кг/м<sup>3</sup>;  $K_p$  – коэффициент скорости растворения, кг/(м<sup>2</sup>·с);  $\varepsilon$  – порозность засыпки;  $A$  – удельная поверхность засыпки, м<sup>2</sup>/м<sup>3</sup>;  $C_s$  – предельная растворимость кислорода, массовых долей;  $\tau_k$  – время взаимодействия теплоносителя с оксидом свинца, с.

В основу расчета коэффициента скорости растворения ( $K_p$ ) могут быть положены экспериментально подтвержденные критериальные зависимости, характеризующие скорость растворения шарового зернистого слоя PbO при обтекании тяжелым теплоносителем [2]:

$$\text{свинец-висмут} \quad Sh = 3,8 \cdot 10^{-2} \cdot Re^{0,70} \cdot Sc^{0,67}, \quad (7)$$

$$\text{свинец} \quad Sh = 8,7 \cdot 10^{-4} \cdot Re^{1,42} \cdot Sc^{0,83}, \quad (8)$$

где  $Sh$  – число Шервуда;  $Re$  – число Рейнольдса;  $Sc$  – число Шмидта.

Связь  $Sh$  и  $K_p$  определяется из соотношения

$$K_p = Sh \cdot D \cdot C_s \cdot \rho_{\text{тепл}} / l, \quad (9)$$

где  $K_p$  – коэффициент скорости растворения, кг/(м<sup>2</sup>·с);  $D$  – коэффициент диффузии кислорода в свинце-висмуте, м<sup>2</sup>/с;  $C_s$  – концентрация насыщения расплава свинца-висмута кислородом, в массовых долях;  $\rho_{\text{тепл}}$  – плотность расплава свинца-висмута, кг/м<sup>3</sup>;  $l$  – характерный размер для шарового зернистого слоя, м.

При известной ТДА кислорода производительность МА с дискретным принципом работы, например, пневмодозаторного типа, вычисляется по формуле

$$q = \rho_{\text{тепл}} \cdot V_{\text{тепл}} \cdot C_s \cdot a_{[O]_{\text{вых}}} \cdot N, \quad (10)$$

где  $q$  – производительность МА, кг/ч;  $a_{[O]_{\text{вых}}}$  – ТДА кислорода на выходе из МА, соответствующая режиму работы аппарата;  $V_{\text{тепл}}$  – объем теплоносителя в реакционной емкости МА, м<sup>3</sup>;  $N$  – количество циклов работы МА в единицу времени, циклов/ч.

Применительно к МА пневмодозаторного типа под временем взаимодействия PbO с теплоносителем понимают время нахождения расплава в реакционной емкости устройства в одном цикле работы, которое определяет количество циклов работы МА. Упомянутые параметры связаны соотношением

$$N = 3600 / \tau_k, \quad (11)$$

где  $\tau_k$  – время взаимодействия оксида свинца с теплоносителем в одном цикле, с;  $N$  – количество циклов работы аппарата при заданном  $\tau_k$ , циклов/ч.

Производительность МА с собственным побудителем расхода теплоносителя через реакционную емкость при известном расходе может быть вычислена по простой формуле

$$q = G \cdot C_s \cdot a_{[O]_{\text{вых}}}, \quad (12)$$

где  $G$  – массовый расход теплоносителя через реакционную емкость МА, кг/с;  $a_{[O]_{\text{вых}}}$  – ТДА кислорода в теплоносителе на выходе МА.

При рассмотрении МА с непрерывным расходом теплоносителя параметр  $\tau_k$  в формуле (6) имеет смысл времени взаимодействия слоя теплоносителя при его прохождении реакционной емкости от входа до выхода, которое при известном расходе теплоносителя находится из соотношения

$$\tau_k = L \cdot \rho_{\text{тепл}} \cdot S_{\text{МА}} \cdot \varepsilon / G, \quad (13)$$

где  $G$  – массовый расход теплоносителя через МА;  $S_{\text{МА}}$  – площадь сечения реакционной емкости МА;  $L$  – высота слоя засыпки реакционной емкости МА к моменту времени  $\Delta t$ .

В работе были выполнены

– экспериментальное определение характеристик МА пневмодозаторного типа и МА с собственным побудителем расхода теплоносителя с использованием экспериментальных образцов, описанных выше (см. табл. 1);

– расчетное определение характеристик МА пневмодозаторного типа по описанной в статье методике;

– расчеты параметров МА с собственным побудителем расхода, которые выполнялись как по представленной методике, так и с использованием вычислительной программы GRIFMA, представляющей собой однофазный однокомпонентный трехмерный теплогидравлический код [6].

В результате расчетно-экспериментальных исследований была определена зависимость ТДА кислорода на выходе из МА пневмодозаторного от времени взаимодействия оксида свинца с теплоносителем за цикл работы. Полученная расчетная зависимость ТДА кислорода от времени взаимодействия оксида свинца с теплоносителем достаточно хорошо согласуется с результатами экспериментальных исследований (рис. 3).

Значения производительности МА, полученные расчетным и экспериментальным путем, представлены на рис. 4. Расчетная кривая совпадает с экспериментальными дан-

ными с приемлемой точностью.

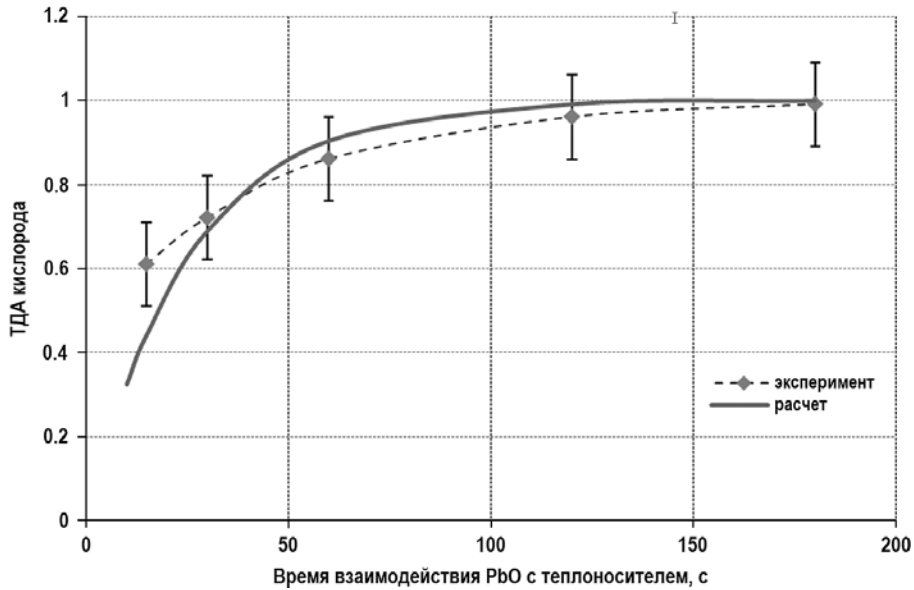


Рис. 3. Результаты расчетного и экспериментального определения ТДА кислорода на выходе из МА пневмодозаторного типа при температуре 390 °С

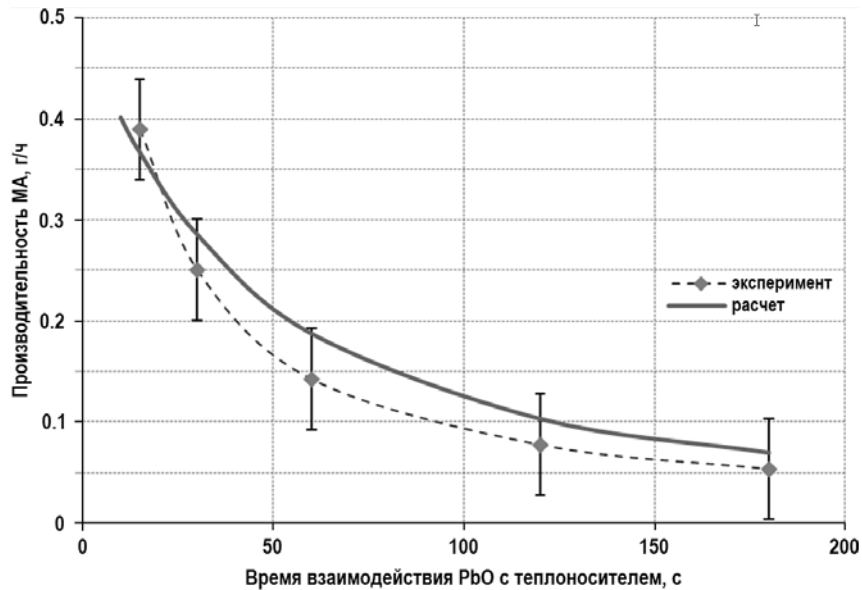


Рис. 4. Результаты расчетного и экспериментального определения производительности образца МА пневмодозаторного типа при температуре 390 °С

Результаты расчетно-экспериментального определения зависимостей ТДА кислорода на выходе из МА и его производительности от расхода теплоносителя через реакционную емкость аппарата для МА с собственным побудителем расхода теплоносителя приведены на рис. 5.

Из сравнения результатов расчетов и эксперимента следует, что характеристики МА, полученные по программе GRIFMA, ниже экспериментальных данных в среднем на ~ 10%, оценка по методике расчета отличается в большую сторону от экспериментально полученных значений в среднем на ~ 12%. В целом можно сделать вывод, что результаты

расчета и эксперимента согласуются удовлетворительно.

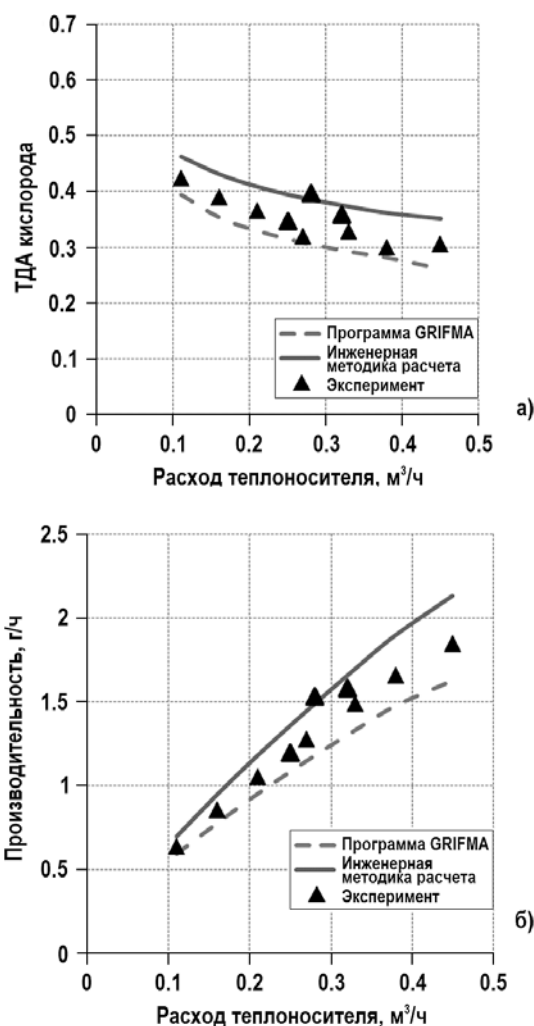


Рис. 5. Результаты расчетного и экспериментального определения ТДА кислорода на выходе из МА (а) и производительности (б) МА с собственным побудителем расхода при температуре 400 °С

При использовании МА и ДАК возможна полная автоматизация процесса контроля и регулирования ТДА кислорода в ТЖМТ, которая играет в технологии ТЖМТ значительную роль, поскольку требуется непрерывное поддержание требуемого кислородного потенциала теплоносителя при эксплуатации установок с ТЖМТ. Автоматизация процесса поддержания заданного кислородного режима в ТЖМТ реализуется с помощью системы автоматизированного контроля и регулирования ТДА кислорода, разрабатываемой ГНЦ РФ-ФЭИ. В данной системе необходимая подпитка теплоносителя растворенным кислородом осуществляется массообменным аппаратом, который является исполнительным элементом системы. Проведенные испытания прототипов вышеупомянутой системы с рассмотренными в данной статье МА в стендовых условиях подтверждают стабильное поддержание ТДА кислорода в ТЖМТ в заданных пределах и перспективность данного направления разработок [5]. В качестве примера на рис. 6 представлены результаты поддержания заданного кислородного режима с помощью системы автоматизированного контроля и регулирования ТДА кислорода с массообменным аппаратом пневмодозаторного типа.

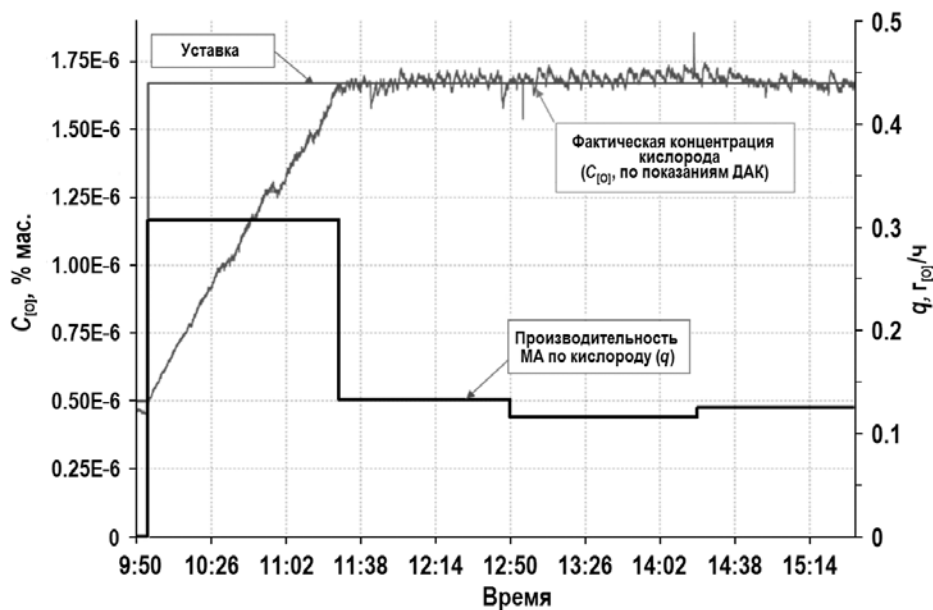


Рис. 6. Результаты поддержания заданного кислородного режима с помощью автоматизированной системы с МА пневмодозаторного типа

Выполненная работа подтверждает возможность расчетной оценки характеристик массообменных аппаратов, что крайне важно при создании МА для конкретного объекта, например, реакторной установки, с целью подбора оптимальной конструкции и параметров ее работы.

В результате работы было получено, что при заданных параметрах реакционной емкости производительность МА пневмодозаторного типа составляет от ~ 0,05 до ~ 0,4 г<sub>[O]</sub>/ч (при температуре 390 °С). Производительность МА с собственным осевым насосом варьируется в диапазоне от ~ 0,5 до ~ 2 г<sub>[O]</sub>/ч (при температуре 400 °С). Массообменные устройства, обеспечивающие данную производительность, без существенного изменения конструкции могут использоваться на исследовательских циркуляционных стендах с ТЖМТ. На базе рассмотренных массообменных устройств с учетом масштабного фактора могут быть созданы конструкции МА для перспективных реакторных установок на быстрых нейтронах с ТЖМТ (СВБР, БРЕСТ и др.).

### Литература

1. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю. и др. Автоматизированная система управления термодинамической активностью кислорода в свинцовом и свинцово-висмутовом теплоносителях. // Сборник научных трудов. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2011. – С. 188 – 191.
2. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. и др. Твердофазная технология регулирования кислорода в тяжелых жидкометаллических теплоносителях. // Новые промышленные технологии. ЦНИЛОТ. – 2004. – №3. – С. 30-34.
3. Патент 2246561 РФ, МПК С23F 11/00. Способ поддержания коррозионной стойкости стального циркуляционного контура со свинецсодержащим теплоносителем и массообменное устройство для его реализации (варианты) / П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Симаков и др. 2005.
4. Громов Б.Ф., Шматко Б.А. Физико-химические свойства расплавов свинец-висмут. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1996. – №4. – С. 35-41.
5. Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies // OECD/NEA Nuclear Science Committee, 2007. ISBN 978-92-64-99002-9. – 693 p.



6. Легких А.Ю., Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш. Расчет массообменных аппаратов для обеспечения заданного кислородного режима в тяжелом жидкометаллическом теплоносителе. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №1. – С. 80-91.

7. Аксельруд Д.А., Молчанов А.Д. Растворения твердых веществ. – М.: Химия, 1977. – 272 с.

8. Аэров М.Э., Тодес О.М., Наринский Д.А. Аппараты со стационарным зернистым слоем: Гидравлические и тепловые основы работы. – Л.: Химия, 1979. – 176 с.

9. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю., Симаков А.А. Экспериментальные исследования усовершенствованного массообменного аппарата с твердофазным источником кислорода применительно к технологии теплоносителя 44,5%Pb-55,5%Bi. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №4. – С. 161-168.

10. Безносов А.В., Драгунов Ю.Г., Рачков В.И. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в атомной энергетике. – М.: ИздАТ, 2007. – 433 с.

Поступила 19.12.2013 г.

### Авторы

Асхадуллин Радомир Шамильевич, заместитель директора Института инновационных технологий по науке и технологиям (ИИТ), ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: raskhadullin@ippe.ru

Мартынов Петр Никифорович, заместитель генерального директора, директор ИИТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, профессор.

E-mail: pmartinov@ippe.ru

Рачков Валерий Иванович, научный руководитель ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, профессор, член-корреспондент РАН.

E-mail: vrachkov@ippe.ru

Легких Александр Юрьевич, научный сотрудник лаб. 100, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

E-mail: alegkikh@ippe.ru

## **CALCULATION AND EXPERIMENTAL RESEARCH IN SUPPORT OF MASS EXCHANGERS FOR PROVIDING SPECIFIC OXYGEN REGIME IN HEAVY LIQUID METAL COOLANTS (Pb, Pb-Bi)**

Askhadullin R. Sh., Martynov P. N., Rachkov V. I., Legkikh A. Yu.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

At this paper approaches and results of computational and experimental studies in support of mass exchangers design with solid oxygen source is described. The performance of mass exchangers with the in-built pump and pneumatic type (discrete operating principle) is studied. Experimental studies of the performance mass exchangers was carried on a facility with a non-isothermal circulating coolant Pb-Bi (SSC RF-IPPE). The calculations were performed using empirical temperature dependences of oxygen solubility and dissolution rate coefficients of lead oxide in the Pb-Bi. Dissolution of lead oxide in the mass exchange apparatus was seen as a process of physical dissolution of the solid. The studies obtained dependence thermodynamic activity of oxygen at the outlet of the mass exchanger and its performance on the regime. It is shown that the calculation results are in good agreement with experimental data. Executed work confirms the possibility of estimation performance mass-exchangers, which is extremely important in creating mass-exchangers for a particular object, for example, the nuclear power plant, in order to select an optimal design and parameters of its work.

**Key words:** thermodynamic activity, oxygen, solubility, lead, lead-bismuth, oxide, coolant, mass exchanger, solid-phase method.

### REFERENCES

1. Martynov P.N., Ashadullin R.Sh., Legkih A.Yu. e.a. Avtomatizirovannaya sistema upravleniya termodinamicheskoy aktivnost'yu kisloroda v svincovom i svincovovismutovom teplonositeleyah. Sbornik nauchnyh trudov [Automated control system for thermodynamic activity of oxygen in lead and lead-bismuth coolant. Proceedings]. Obninsk: SSC RF-IPPE, 2011, pp. 188–191. (in Russian)
2. Martynov P.N., Ashadullin R.Sh., Simakov A.A. e.a. Tverdofaznaya tehnologiya regulirovaniya kisloroda v tyazhelyh zhidkometallicheskih teplonositeleyah [Solid-phase technology of management by oxygen in heavy liquid-metal coolants]. *Novye promyshlennyye tehnologii*. 2004, no. 3, pp. 30–34.
3. Martynov P.N., Ashadullin R.Sh., Simakov A.A., e. a. *Sposob podderzhaniya korrozionnoj stojkosti stal'nogo cirkulyacionnogo kontura so svinecsoderzhashchim teplonositelem i massoobmennoe ustrojstvo dlya ego realizacii (varianty)* [A method of maintaining the corrosion resistance of the steel circulation loop with lead-containing coolant and mass transfer device for its implementation (options)]. Patent RF, no. 2246561, MPK G23F 11/00, 2005.
4. Gromov B.F., Shmatko B.A. Fiziko-himicheskie svoystva rasplavov svinec-vismut [Physico-chemical properties of lead-bismuth melts]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 1996, no. 4, pp. 35–41.
5. Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, OECD/NEA Nuclear Science Committee, 2007. ISBN 978-92-64-99002-9. – 693 p.

6. Legkih A.Yu., Martynov P.N., Ashadullin R.Sh.. Raschet massoobmennykh apparatov dlya obespecheniya zadannogo kislorodnogo rezhima v tyazhelom zhidkometallicheskom teplonositele [Calculation of the mass-transfer apparatus for a given oxygen regime in a heavy liquid metal coolant]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2013, no. 1, pp. 80–91.
7. Akseľrud D.A., Molchanov A.D. *Rastvoreniya tverdyh veshchestv* [Dissolve solids]. Moscow, Himiya Publ. 1977, 272 p.
8. Aerov M.E., Todes O.M., Narinskij D.A. *Apparaty so stacionarnym zernistym sloem: Gidravlicheskie i teplovye osnovy raboty* [Apparatus with stationary granular layer: Hydraulic and thermal basics of working]. Leningrad, Himiya Publ. 1979, 176 p.
9. Martynov P.N., Ashadullin R.Sh., Legkih A.Yu., Simakov A.A. Eksperimental'nye issledovaniya usovershenstvovannogo massoobmennogo apparata s tverdogaznym istochnikom kisloroda primenitel'no k tehnologii teplonositelya 44,5%Pb-55,5%Bi [Experimental researches of advanced mass exchanger with solid-phase oxygen source in respect to technology of coolant 44,5%Pb-55,5%Bi]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2009, no. 4, pp. 161–168.
10. Beznosov A.V., Dragunov Yu.G., Rachkov V.I. *Tyazhyolye zhidkometallicheskie teplonositeli v atomnoj energetike* [Heavy liquid metal coolants in nuclear power]. Moscow, IzdAt Publ. 2007, 433 p.

## Authors

Askhadullin Radomir Shamil'evich, Deputy Director,  
Institute of Innovative Technologies (IIT),  
FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Engineering).  
E-mail: raskhadullin@ippe.ru

Martynov Pyotr Nikiforovich, Deputy Director General, Director, IIT,  
FSUE «SSC RF-IPPE», Dr. Sci. (Engineering), Professor.  
E-mail: pmartinov@ippe.ru

Rachkov Valery Ivanovich, Research Supervisor, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Dr. Sci. (Engineering), Professor, Corresponding member of the Russian  
Academy of Science.  
E-mail: vrachkov@ippe.ru

Legkikh Aleksandr Yur'evich, Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Engineering).  
E-mail: alegkikh@ippe.ru

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРАВЛИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ ПАКЕТА ОРЕБРЕННЫХ ТРУБ ВОЗДУШНЫХ ТЕПЛООБМЕННИКОВ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Д.О. Коломиец, Ю.Д. Левченко, А.П. Сорокин  
ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Система аварийного отвода тепла (САОТ) реактора на быстрых нейтронах включает в себя автономные воздушные теплообменники (ВТО), в которых тепло отводится к воздуху. Теплопередающие трубки с наружным однозаходным винтовым оребрением располагаются в теплообменнике в коридорном порядке. За счет напора естественной конвекции в системе *воздушный теплообменник - вытяжная труба* происходит поперечное обтекание 18-ти трубных моделей (9×2). Оребренные трубки наклонены к поперечной плоскости теплообменника под углом  $\pm 1,5^\circ$ .

Результаты опытов обрабатывались для представления в виде зависимости от числа  $Re$ . В качестве масштаба скорости использовалась средняя скорость потока воздуха на входе в трубный пакет, линейным масштабом был наружный диаметр трубки без оребрения ( $d = 0,022$  м).

В работе дано сравнение проектных расчетов гидравлических потерь при поперечном обтекании воздухом пакета оребренных труб с экспериментальными результатами.

**Ключевые слова:** реактор на быстрых нейтронах, воздушный теплообменник (ВТО), система аварийного отвода тепла (САОТ), поперечное обтекание, аэродинамический стенд В-2, пучок оребренных труб, измерительный комплекс, экспериментальные исследования, коэффициент гидравлического сопротивления, трубы с винтовым оребрением.

## ВВЕДЕНИЕ

Воздушные теплообменники системы аварийного отвода тепла (ВТО САОТ) реакторов на быстрых нейтронах типа БН являются узлами обеспечения безопасности реакторной установки, предназначенными для расхолаживания реактора после аварийной остановки. Воздушные теплообменники могут использоваться для отвода остаточного тепловыделения в режимах нормальной эксплуатации, например, при перегрузке реак-

© Д.О. Коломиец, Ю.Д. Левченко, А.П. Сорокин, 2014

тора, в периоды проведения ППР. ВТО САОТ находится постоянно в режиме «горячего» ожидания.

Количество ВТО в реакторной установке четыре (по 13 МВт в каждом) или восемь (по 10 МВт). Трехконтурная САОТ состоит из четырех погружных автономных натрий-натриевых теплообменников. Тепло от натрия первого контура САОТ передается к воздуху в теплообменниках ВТО через промежуточный контур. В каждой петле САОТ находится один или два ВТО. Принципиальная схема САОТ приводится на рис. 1.

Проектная схема течения охлаждающего воздуха через пучок теплопередающих оребренных труб дана на рис. 2. Предотвращение отказа ВТО при пуске в результате замораживания натрия обеспечивается электроподогревом объема воздуха в корпусе теплообменника.

После срабатывания аварийной защиты открываются шиберы на выходе из теплообменника, и течение охлаждающего воздуха через пучок теплопередающих оребренных труб происходит за счет напора естественной конвекции воздуха.

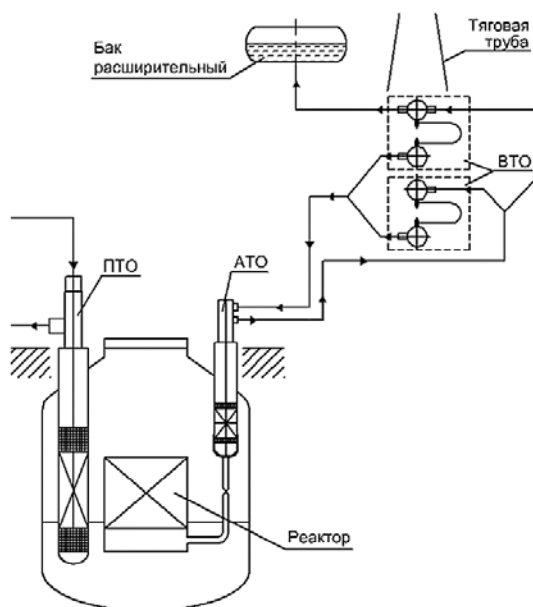


Рис. 1. Принципиальная схема САОТ реактора на быстрых нейтронах с единичной тепловой мощностью ВТО 10 МВт

Теплообменник с оребренными со стороны воздуха трубками должен иметь гидравлическое сопротивление, обеспечивающее достаточный расход охлаждающего воздуха. Сложность геометрии оребрения трубок не позволяет рассчитать достаточно точно поверхность теплообменника и его тепловую мощность.

Теплообменник ВТО САОТ состоит из девяти поперечно расположенных модулей. Таким образом, проточная часть со стороны охлаждающего воздуха представляет практически поперечно обтекаемую систему оребренных труб. По ходу потока воздуха 18 оребренных труб располагаются в коридорном порядке. Оребренные трубки одного модуля наклонены к горизонту под углами  $\pm 1,5^\circ$ .

Объектом испытаний являлся рабочий участок, моделирующий воздушную проточную часть пакета оребренных труб ВТО САОТ. Рабочий участок проектировался и изготавливался в ГНЦ РФ-ФЭИ.

Цель испытаний – 1) создание массива опытных данных по гидравлическому сопротивлению пакета поперечно обтекаемых труб, расположенных в коридорном порядке, имеющих тесно расположенные по винту ребра относительно большой высоты; 2) обо-

снование достоверности проектного кода, применявшегося при проектировании ВТО САОТ перспективных реакторов типа БН на быстрых нейтронах для условий воздушного охлаждения натрия в режиме естественной конвекции.

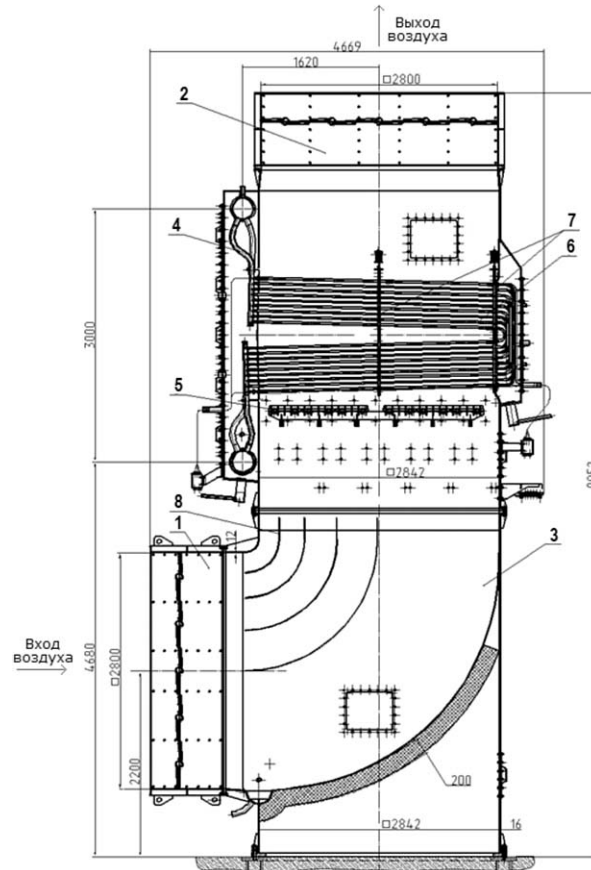


Рис. 2. Общий вид воздушного теплообменника (ВТО САОТ) тепловой мощностью 10 МВт: 1 – шибер входной; 2 – шибер выходной; 3 – секция воздуховодная; 4 – секция теплообменная; 5 – блок электронагревательный; 6 – теплообменная трубка; 7 – дистанционирующие элементы; 8 – направляющие

### **ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ АЭРОДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ВТО САОТ**

В работе проводилось приближенное моделирование течения воздуха в пакете оребренных труб ВТО САОТ реактора на быстрых нейтронах.

Соответствие модели ВТО натурному изделию состояло в

- полномасштабном моделировании трубного пакета по количеству модулей на длине проточной части натурного пакета оребренных труб;
- точном моделировании геометрии оребренных труб и шагов расположения их в пакете;
- точном моделировании рабочей среды (воздуха) в модели ВТО;
- точном моделировании режима течения воздуха в натурном ВТО режимом течения в модели по числам Рейнольдса.

Приближенность модели ВТО-10 к натурному изделию состояла в

- уменьшении длины поперечно обтекаемых оребренных труб натурного ВТО до 0,5 м в модели;
- проведении опытов при изотермическом режиме и напорном течении воздуха в

экспериментальной модели ВТО;

– замене напора естественной конвекции в натурном ВТО напором вентилятора аэродинамической установки.

Основным приближением при моделировании являлось уменьшение длины оребренных труб. При этом в модели увеличивалась относительная величина поверхности обечайки пакета оребренных труб. Поверхность обечайки вносила свой вклад в общее гидравлическое сопротивление модели или натурального ВТО. В экспериментальной аэродинамической модели поверхность обечайки составляла 0,013 от общей поверхности оребренных труб по сравнению с 0,0031 для натурального ВТО. Различие составляло 4,2 раза. Это допущение считалось обоснованным, т.к. основной вклад в гидравлическое сопротивление вносит обтекание оребренных труб пакета.

Схема экспериментального аэродинамического стенда дана на рис. 3. Поток воздуха в контуре стенда создавался центробежным вентилятором ЦВ-18, тип 9 с максимальной производительностью  $10^4$  м<sup>3</sup>/ч и максимальным напором  $10^4$  Па при 2100 оборотов/мин рабочего колеса. Мощность электродвигателя вентилятора равнялась 50 кВт.

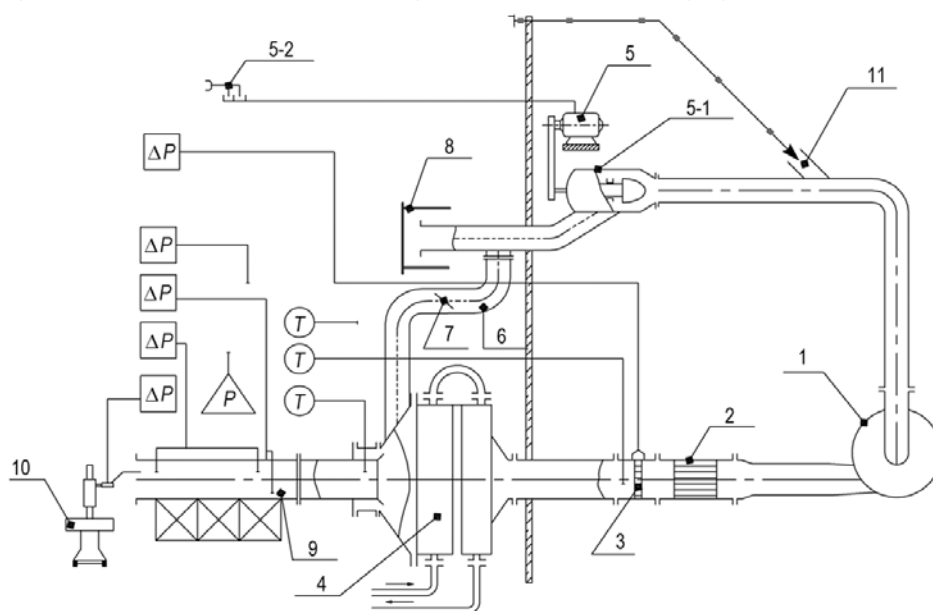


Рис. 3. Схема аэродинамического стенда: 1 – центробежный вентилятор ЦВ-18; 2 – хонейкомб; 3 – расходомерная шайба; 4 – воздухоохладители; 5 – электродвигатель дроссель-регулятора расхода воздуха; 6 – дроссель-регулятор расхода воздуха; 7 – заслонка байпасного воздуховода; 8 – байпасный воздуховод; 9 – рабочий участок; 10 – координатное устройство; 11 – реверсивный переключатель электродвигателя;  $P$  – давление;  $T$  – температура

В контуре воздушного стенда измерялись расход воздуха, температура потока воздуха, в стендовом зале – атмосферное давление и влажность воздуха.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ МОДЕЛЬ ВТО

В изометрии схема конструкции модели ВТО представлена на рис. 4. Конструктивно проточная часть рабочего участка состояла из двух сборочных узлов – входного и выходного. Эти узлы были конструктивно одинаковыми. Каждый включал в себя пакет из девяти располагаемых по ходу потока воздуха оребренных труб.

Входной и выходной узлы моделировали проточную часть пакета оребренных трубок теплообменника. Пакет оребренных трубок каждого из этих узлов модели включал в себя 36 трубок штатной конструкции и 18 трубок половинного сечения. Последние являлись вытеснителями и располагались на больших боковых поверхностях обечайки

экспериментальной модели. Проточная часть пакета трубок была ограничена обечайкой в форме прямоугольного параллелепипеда с проточной частью 343×500 мм<sup>2</sup> и длиной 695 мм. Геометрическое расположение оребренных трубок являлось, как и в натурном изделии, коридорным с размерами прямоугольной решетки с размерами 69×64,5 мм<sup>2</sup>. Первый размер являлся поперечным к потоку воздуха, второй – по потоку. Размеры трубок и шаг оребрения показаны на рис. 4.

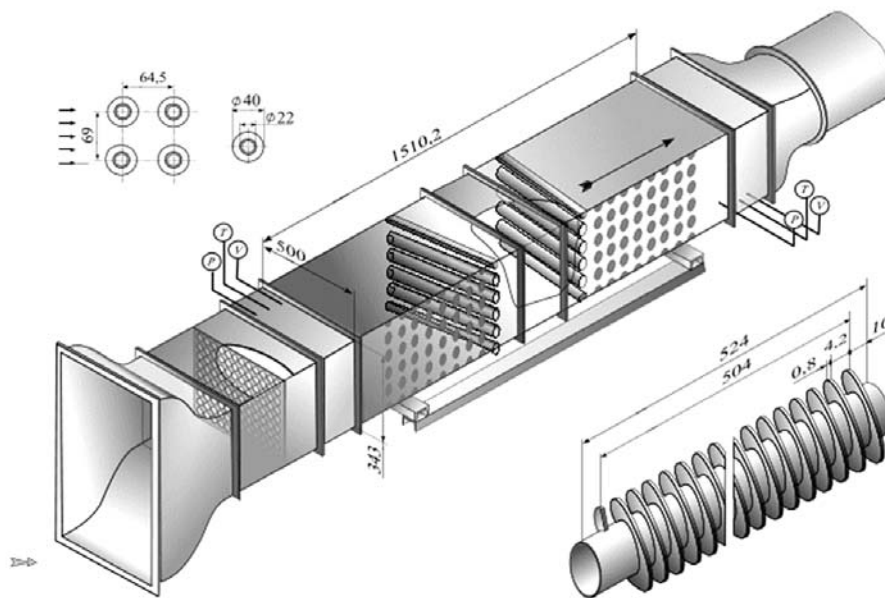


Рис. 4. Схема конструкции модели ВТО и вспомогательных узлов

К секциям с пакетами оребренных труб примыкали измерительные секции для размещения в них штуцеров отборов давления, сменных зондов статического давления или скорости потока воздуха. В ходе измерений регистрировались перепады давлений между отборами давлений на стенке измерительных секций, скоростной напор зонда скорости в центре расходомерной трубы, атмосферное давление, влажность воздуха в стендовом зале, температуры воздуха в потоке и стендовом зале. Все четыре отбора давления на стенках каждой измерительной секции были закольцованы.

Одномерное поле скоростей в потоке воздуха перед моделью ВТО обеспечивалось профилированным соплом и двумя последовательно расположенными сетками (на рис. 4 – решетка).

## ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОСТЬ ИСПЫТАНИЙ

### Измерение расхода воздуха через экспериментальную модель ВТО

Расходомерная труба длиной 3000 мм устанавливалась последним элементом в контуре экспериментальной модели ВТО (рис. 4). Расход воздуха через проточную часть экспериментальной модели устанавливался путем интегрирования профилей скорости по четырем диаметрам расходомерной трубы с внутренним диаметром 320<sup>+0,5</sup> мм. По измеренным радиальным профилям скорости путем численного интегрирования рассчитывалось соотношение средней и максимальной скоростей потока воздуха в расходомерной трубе:

$$(W_{cp} / W_{max})_i = 2\pi \int_0^1 \frac{W}{W_{max}} \cdot \frac{r}{R} \cdot d\left(\frac{r}{R}\right). \quad (1)$$

Эта величина практически не изменялась в том малом диапазоне скоростей, в



котором проводились опыты по измерению гидравлических потерь в пакете оребренных труб экспериментальной модели ВТО. Среднеарифметическое значение из восьми величин  $(W_{cp}/W_{max})_i$  для радиальных профилей скорости являлось опытной характеристикой расходомера воздуха через экспериментальную модель:

$$(W_{cp} / W_{max})_q = \frac{1}{8} \cdot \sum_{i=1}^4 (W_{cp} / W_{max})_i . \quad (2)$$

В формулах (1), (2) приняты обозначения:  $W_{cp}$  – среднеинтегральная скорость на радиусе расходомерной трубы;  $W_{max}$  – скорость на оси расходомерной трубы;  $r$  – радиальная координата в поперечном сечении расходомерной трубы;  $R$  – внутренний радиус расходомерной трубы;  $(W_{cp}/W_{max})_q$  – опытная характеристика расходомера воздуха в проточной части модели.

Измерение расхода состояло в измерении скорости на оси расходомерной трубы, по которой определялись объемный и массовый расходы воздуха через проточную часть экспериментальной модели:

$$Q = W_{max} \cdot (W_{cp}/W_{max}) \cdot S_{тр} \text{ [м}^3/\text{с]}, \quad (3)$$

$$M = Q \cdot \rho_m \text{ [кг/с]}, \quad (4)$$

где  $Q, M$  – объемный и массовый расходы воздуха через модель;  $S_{тр}$  [м<sup>2</sup>] – площадь выходного сечения расходомерной трубы;  $\rho_m$  – плотность воздуха на середине длины пакета оребренных труб модели. Плотность воздуха рассчитывалась с учетом температуры, избыточного давления, влажности воздуха, атмосферного давления в стендовом зале.

Метод позволял получить погрешность измерения расхода через экспериментальную модель, не превышающую 2%, а коэффициента гидравлического сопротивления пакета труб – не выше 5%, что являлось приемлемым для лабораторных исследований.

#### **Измерение атмосферного давления и влажности воздуха**

Эти параметры потока воздуха в опытах являлись наиболее консервативными, поэтому их измерение является периодическим – два измерения/час.

Для измерения атмосферного давления в помещении стендового зала использовался барометр-анероид метеорологический БАММ-1. Паспортная основная погрешность составляла  $\pm 0,2\%$ , дополнительная – не превышала  $\pm 0,5\%$ . Перед измерениями показания прибора уточнялись по данным городской метеостанции.

Влажность воздуха в экспериментальной модели измерялась термогигрометром testo 605-H1. Паспортная погрешность прибора  $\pm 3\%$  общей влажности.

Список измеряемых показателей и применявшиеся для регистрации параметров воздуха в стендовом зале установки В-2 и в потоке воздуха через модель ВТО даны в табл. 1.

#### **Определение коэффициента гидравлического сопротивления трубного пучка**

Гидравлические потери на длине пакета оребренных труб исследовались в условиях изотермического напорного потока воздуха. В общем случае коэффициент гидравлического сопротивления пакета труб  $\zeta_n$  определялся по формуле

$$\zeta_n = 2(\Delta P_m - \Delta P_{расш} - \Delta P_{гл}) / (\rho_m \cdot W_{cp}^2) = \zeta_m - \zeta_{расш} - \zeta_{гл} , \quad (5)$$

где  $\Delta P_m$  [Па] – падение давления на длине между заданными сечениями в измерительных секциях модели ВТО;  $\Delta P_{расш}$  [Па] – падение давление из-за преодоления сил расширения воздуха по длине модели;  $P_{гл}$  [Па] – падение давления на двух полудлинах измерительных секций модели, т.к. сечения с отборами давлений располагались на середине длины одинаковых измерительных секций. Последнее значение рассчитывалось по формуле Блазиуса. Значения  $\Delta P_{расш}$  и  $\Delta P_{гл}$  для изотермического потока имели пре-

небрежимо малые величины.

Таблица 1

**Список измеряемых показателей и применявшихся преобразователей**

Измеряемая величина	Тип преобразователя	Погрешность
Расход воздуха, м³/с	$D_f=0,32$ м	2 %
Расход воздуха, м³/с	Контроллер testo 425	2,5 %
Избыточное давление перед трубным пучком, Па	Преобразователь Метран-150 CD0 (0-0,63 кПа)	Зависит от величины давления ( $\leq 1\%$ )
Перепад давления по длине пакета оребренных труб, Па	Преобразователь Метран-150 CD0 (0-0,63 кПа)	Зависит от величины давления ( $\leq 1\%$ )
Температура воздуха в стендовом зале, °C	Термопара	$\pm 0,5$ °C
Температура воздуха в потоке воздуха в модели ВТО-10, °C	Термопара	$\pm 0,5$ °C
Атмосферное давление, кПа	БАММ-1	$\pm 0,2$ %
Влажность воздуха в потоке через модель ВТО-10	testo 605-H1	$\pm 3$ % общей влажности

Каждое значение  $\zeta_n$  соответствовало своему числу Рейнольдса, рассчитанному по наружному диаметру неоребренной трубки  $d = 0,022$  м и минимальной скорости воздуха на середине длины трубного пакета (без учета объема трубок)  $W_{ср м}$

$$Re_m = W_{ср м} \cdot d / \nu_m, \quad (6)$$

где  $Re_m$  – число Рейнольдса для модели ВТО;  $\nu_m$  – кинематический коэффициент вязкости для модели ВТО.

**Результаты исследования гидравлических потерь в модели ВТО**

Результаты получены для изотермического течения воздуха через проточную часть экспериментальной модели ВТО в диапазоне чисел Рейнольдса 2500 – 8750. Опытная зависимость коэффициента гидравлического сопротивления пакета оребренных труб от числа Рейнольдса  $\zeta(Re)$  аппроксимирована линейной зависимостью

$$\zeta_n = 13,29 - 2,018 \cdot 10^{-4} \cdot Re. \quad (7)$$

Достоверность формулы обеспечена опытами в диапазоне  $Re$  от 2500 до 8750 с оцененной погрешностью  $\pm 5\%$ . График  $\zeta_n(Re)$  показан на рис. 5.

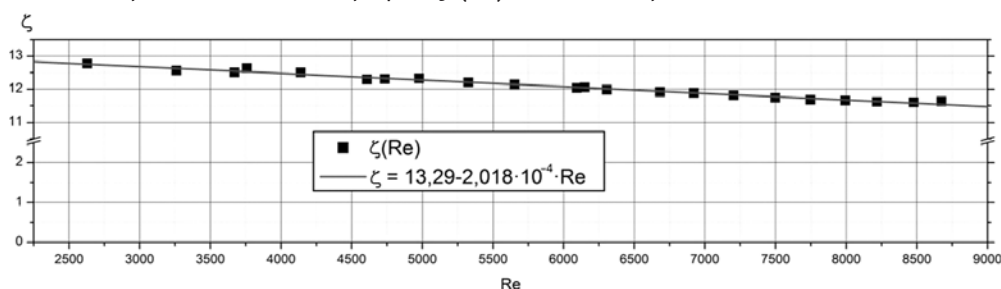


Рис. 5 Коэффициент гидравлического сопротивления трубного пучка в зависимости от числа Рейнольдса.

**СРАВНЕНИЕ ОПЫТНЫХ И ПРОЕКТНЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ ДЛЯ ВТО САОТ**

Опытные результаты настоящей работы были использованы для расчета гидравлических потерь по длине пакета оребренных труб двух теплообменников разной мощности (10 и 13 МВт) и сопоставления с проектными данными ОАО «ОКБМ Африкантов» (Н. Новгород). Исходные проектные данные даны в таблице 2.

Таблица 2

**Исходные проектные данные для двух ВТО САОТ**

	ВТО (10 МВт)	ВТО (13 МВт)
Массовая скорость охлаждающего воздуха, кг/с	38	47,5
Температура воздуха на входе/выходе из пакета оребренных труб	$t_{\text{вых}}/t_{\text{вх}} = 40 / 300 \text{ }^\circ\text{C}$ $T_{\text{вых}}/T_{\text{вх}} = 313 / 573 \text{ K}$	$t_{\text{вых}}/t_{\text{вх}} = 39/307 \text{ }^\circ\text{C}$ $T_{\text{вых}}/T_{\text{вх}} = 312/580 \text{ K}$
Определяющий линейный размер пакета оребренных труб, м	$d = 0,022$	$D = 0,022$
Средняя температура воздуха по длине пакета оребренных труб	$t_{\text{cp}} = 170 \text{ }^\circ\text{C}$ $T_{\text{cp}} = 443 \text{ K}$	$t_{\text{cp}} = 173 \text{ }^\circ\text{C}$ $T_{\text{cp}} = 446 \text{ K}$
Скорость охлаждающего воздуха при $t_{\text{cp}}$ , м/с	$W_{\text{cp в-170}} = 6$	$W_{\text{cp в-173}} = 5,3$
Число Рейнольдса при $t_{\text{cp}}$	$Re_{\text{в-170}} = 4210$	$Re_{\text{в-173}} = 3720$

Таблица 3

**Сравнение опытных и проектных гидравлических потерь по длине пакетов оребренных труб ВТО САОТ**

	ВТО (10 МВт)	ВТО (13 МВт)
Коэффициент гидравлического сопротивления пакета оребренных труб при $t_{\text{cp}}$ (изотермический поток воздуха)	$\zeta_{\text{в-170}} = 12,44$	$\zeta_{\text{в-173}} = 12,54$
Перепад давления по длине пакета оребренных труб при $t_{\text{cp}}$ , Па	$\Delta P_{W-170} = 176,6$	$\Delta P_{W-173} = 140,3$
Коэффициент гидравлического сопротивления при расширении потока воздуха по длине пакета оребренных труб	$\zeta_t = (T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}})/T_{\text{cp}} = 1,17$	$\zeta_t = (T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}})/T_{\text{cp}} = 1,2$
Перепад давления по длине пакета оребренных труб при расширении воздуха, Па	$\Delta P_t = 16,7$	$\Delta P_t = 13,7$
Падение давления по длине пакета оребренных труб ВТО, Па	$\Delta P_H = 193 \pm 10$	$P_H = 154 \pm 8$
Проектные расчеты, Па	$\Delta P_H = 230$	$\Delta P_H = 190$
Сравнение результатов расчетов и опытов	$\delta_{\text{р/экс}} = 230/193 = 1,19$	$\delta_{\text{р/экс}} = 190/154 = 1,23$
Превышение расчетных результатов над опытными, %	19	23

Числа Рейнольдса для потока охлаждающего воздуха в натуральных теплообменниках находятся в исследованном диапазоне чисел Рейнольдса, в котором действует зависимость (7).

Определяющей температурой воздуха для натурального изделия являлось среднее значение  $T_{\text{cp}}$  между входной  $T_{\text{вх}}$  и выходной  $T_{\text{вых}}$  температурами воздуха. Учет работы расшире-

ния воздуха при неизотермическом потоке воздуха проводился по известной формуле

$$\zeta_t = (T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}}) / T_{\text{ср}} \quad (8)$$

Сравнение значений гидравлических потерь по длине пакетов оребренных труб ВТО САОТ, полученных с использованием опытных результатов и проектных, показало, что они различаются примерно на 20 %. Поскольку большие значения получены при проектных расчетах, то это приводит к некоторому запасу по теплопередающим поверхностям ВТО САОТ и, следовательно, по его тепловой мощности.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Гидравлическое сопротивление по длине воздушного тракта пакетов оребренных труб ВТО САОТ реакторов типа БН, полученное с использованием опытных результатов, примерно на 20% меньше соответствующего проектного значения. Это обеспечивает примерно 10%-ый запас по увеличению скорости охлаждающего воздуха в воздушном теплообменнике.

### **Литература**

1. Жукаускас А.А. Конвективный перенос в теплообменниках. – М.: Наука, 1982. – 472 с.
2. Субботин В.И., Ушаков П.А., Левченко Ю.Д. и др. Исследование осредненных гидродинамических характеристик турбулентного потока в прямоугольном канале. Препринт ФЭИ-455. Физико-энергетический институт. 1973. – 43 с.
3. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение, 1975. – 559 с.
4. Кей Д., Лэби Т. Справочник физика-экспериментатора. – М.: Изд. ИЛ. 1949. – 180 с.
5. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 360 с.

Поступила в редакцию 09.12.2013 г.

### **Авторы**

Коломиец Дмитрий Олегович, инженер-исследователь Института ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРиТ), ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

E-mail: dkolomiets@ippe.ru

Левченко Юрий Данилович, ведущий научный сотрудник ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

E-mail: levchenko@ippe.ru

Сорокин Александр Павлович, заместитель директора ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук.

E-mail: sorokin@ippe.ru

## EXPERIMENTAL STUDY ON HYDRAULIC RESISTANCE OF FINNED TUBE ASSEMBLY OF THE AIR HEAT EXCHANGERS IN FAST REACTORS

Kolomiyets D.O., Levchenko Yu.D., Sorokin A.P.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

The emergency heat removal systems (EHRS) of fast reactors include independent air heat exchangers (AHE), where heat is transferred to air. The heat transfer tubes with the outside one-thread spiral fins are arranged in the in-line order. The tube pitch is 69,0 mm across the flow and 64,5 mm parallel to it. Across the cooling air flow there are 9 tube modules in the tube assembly, that is 18 finned tubes are cooled by the air flow. The finned tubes are inclined to the cross-section of the heat exchanger at an angle of  $\pm 1,5^\circ$ . The air flow in the full-size system (air heat exchanger – suction pipe) is produced by means of natural convection pressure.

The full-size finned tube assembly was simulated roughly. The length of each tube was 500 mm. A cross row had 5 tubes: 4 standard ones and one tube cut lengthways with a 2-mm-thick mill. The last tube with half cross-section served as a displacer and was fixed to the shell with rectangular cross-section. The cross-section of the air flow channel of the model before the tube assembly measured  $500 \times 343 \text{ mm}^2$ . Lengthwise, the tube assembly had 18 rows. Both before and after the tube assembly there were test sections with 4 pressure taps in each. Before the first test section there was an inlet section with meshes. At the entrance to the working section there was a convergent nozzle. After the outlet test section there was a section where rectangular cross-section of the flow channel changed into circular cross-section. Lengthwise, the last element of the working section was a tube having an inner diameter of  $320^{+(0,4,5)}$  mm. The tube was 3000 mm long and was calibrated as a flowmeter.

Pressure drops along the tube assembly and total pressure head in the center of the flowmeter tube were measured using METRAN-100 and METRAN-150. In a series of experiments measurements were also taken of the air temperature for the flow and the testing stand hall, of atmospheric pressure, of air humidity.

Experimental results were processed and presented as a function of Re. The obtained linear dependence is true in the range of Reynolds numbers 2600 – 8700. The average air velocity at the midpoint of the tube assembly length was used as the velocity scale and the outside diameter of the tube without fins ( $d = 0,022 \text{ m}$ ) was used as the linear scale. Results presented in the figure were used to form experimental data array for design code verification. The evaluated result uncertainty was within 5%.

**Key words:** fast reactor, air heat exchanger (AHX), emergency heat removal system (EHRS), cross flow, aerodynamic facility V-2, finned tube assembly, measuring complex, experimental study, hydraulic resistance, spiral finned tubes.

### REFERENCES

1. Zhukauskas A.A. *Konvektivnyj perenos v teploobmennikah* [Convective transfer in heat exchangers]. Moscow, Nauka Publ. 1982. 472 p.
2. Subbotin V.I., Ushakov P.A., Levchenko Yu.D. e.a. *Issledovanie osrednennykh gidrodinamicheskikh harakteristik turbulentsnogo potoka v pryamougol'nom kanale* [Study of the averaged hydrodynamic characteristics of turbulent flow in a

rectangular channel]. Preprint SSC RF-IPPE-455. SSC RF-IPPE. 1973. 43 p. (in Russian)

3. Idel'chik I.E. *Spravochnik po gidravlicheskim soprotivleniyam* [Handbook of of hydraulic resistances]. Moscow, Mashinostroenie Publ. 1975, 559 p.

4. Kej D., Lebi T. *Spravochnik fizika-eksperimentatora* [Handbook for an experimental physicist]. Moscow, Inostrannaya Literatura Publ. 1949, 180 p.

5. Kirillov P.L., Yur'ev Yu.S., Bobkov V.P. *Spravochnik po teplogidravlicheskim raschetam (yadernye reaktory, teploobmenniki, parogeneratory)* [Handbook of thermohydraulic calculations (nuclear reactors, heat exchangers, steam generators)]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1990, 360 p.

### Authors

Kolomiets Dmitrij Olegovich, Research Engineer, Institute for Nuclear reactors and Thermal Physics (INR&T), FSUE «SSC RF-IPPE».

E-mail: [dkolomiets@ippe.ru](mailto:dkolomiets@ippe.ru)

Sorokin Aleksandr Pavlovich, Deputy Director, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE», Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: [sorokin@ippe.ru](mailto:sorokin@ippe.ru)

Levchenko Yuriy Danilovich, Leading Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE», Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: [levchenko@ippe.ru](mailto:levchenko@ippe.ru)

## **КОНЦЕПЦИЯ ПОЭТАПНОГО ОСВОЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ И ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА С УЧЕТОМ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ЗНАНИЙ О БУДУЩЕМ**

**В.С. Каграманян, В.В. Коробейников, В.И. Рачков**

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



Авторы предлагают ядерной индустрии рассмотреть новый вариант решения проблем ОЯТ современной ЯЭ на основе использования уже продемонстрированных в России базовых технологий реакторов БН, МОКС-топлива и гидрометаллургической переработки ОЯТ. Предлагается воспринимать как объективную реальность наличие альтернативных взглядов на будущее ЯЭ и отличающихся «требований» к характеристикам БР и ЗЯТЦ, которые, в силу неоднозначности наших знаний о будущем и о реальном потенциале предлагаемых для разработки технологий, нельзя априори отвергать. Только будущее покажет, какая из идеологий окажется ближе к реальности.

В рамках идеологии «естественной безопасности» вместо детерминистических «требований» к показателям топливных характеристик системы БР авторы предлагают перейти к использованию «целевых показателей», которые могут корректироваться по мере уточнения представлений о будущем и реальном потенциале разрабатываемых технологий. Под термином «требование» подразумевается, что оно должно быть достаточно обосновано и априори может быть выполнено. Реальная же ситуация такова, что практическая возможность выполнения большинства требований «естественной безопасности» не показана даже на экспериментальном уровне.

Из общего перечня «целевых показателей» необходимо выбрать ключевые или приоритетные, которые должны быть продемонстрированы в первую очередь, например, показатели в области безопасности. Предлагается учитывать возможность поэтапного достижения «целевого показателя»: опытно-промышленная установка; головной коммерческий блок; коммерческая установка первого поколения; коммерческая установка второго поколения. Принятие вышеизложенных предложений позволит ядерной науке целенаправленно заниматься разработкой технологий нового поколения для будущего, не отвергая априори результаты предыдущих программ, а у ядерной индустрии появится возможность исследовать потенциал уже продемонстрированных технологий БН и МОКС-топлива для решения текущих проблем современной ЯЭ, например, в области ОЯТ.

**Ключевые слова:** моделирование топливного цикла, легководные реакторы, реакторы на быстрых нейтронах, природный уран, оптимизация, мировая ядерная энергетика, топливные балансы.

### ВВЕДЕНИЕ

С принятием в 2010 г. Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения» (ФЦП ЯЭНП) [1] в нашей стране стартовал новый этап в освоении технологий быстрых реакторов (БР) и замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ). Цель программы – продемонстрировать до 2020 г. ядерные энерготехнологии, на которых можно будет создать крупномасштабную ЯЭ. Предполагается, что технологии для крупномасштабной ЯЭ должны удовлетворять принципу «естественной безопасности» – определенному перечню системных требований в различных областях [2]. В областях ядерной безопасности требуется исключение аварий с «разгоном» на мгновенных нейтронах; сырьевой обеспеченности – радикальное повышение уровня эффективности использования в ЯЭ природного урана; обращения с ядерными отходами – уменьшение радиотоксичности захораниваемых ВАО до уровня, сопоставимого с радиотоксичностью добываемого природного урана; нераспространения – создание технических барьеров, минимизирующих несанкционированный доступ к чувствительным материалам. Предполагается также, что выполнение этих системных требований можно достигнуть лишь при

- отказе от зон воспроизводства и обеспечения КВ активной зоны БР на уровне 1.05;
- организации многократного рецикла в БР без разделения при химпереработке плутония от урана и младших актинидов;
- минимизации времени внешнего ядерного топливного цикла на уровне меньше одного года.

В рамках ФЦП ЯЭНП определены и технологии БР и ЗЯТЦ, обладающие потенциалом удовлетворить требованиям «естественной безопасности», и поставлены задачи по их демонстрации, а именно, разработка

- проекта коммерческой АЭС с натриевым реактором БН-1200 на нитридном топливе;
- технологии и строительство демонстрационного свинцового реактора БРЕСТ-300 на нитридном топливе;
- технологии и создание производства по фабрикации смешанного уран-плутониевого нитридного топлива для стартовых загрузок реактора БРЕСТ-300;
- и демонстрация в рамках пристанционного ядерного топливного цикла (ПЯТЦ) возможности переработки ОЯТ на основе пирохимической или комбинации ее с гидрометаллургической технологией, а также рефабрикации нитридного топлива для БРЕСТ-300.

Для реализации ФЦП ЯЭНП на период до 2020 г. государством выделено около 110 млрд. рублей. Актуальность, важность и интерес государства к освоению технологий БР и ЗЯТЦ обуславливаются тем, что в случае успешной и своевременной коммерциализации этих технологий ядерно-энергетическая отрасль могла бы стать одним из ключевых элементов в решении острой макроэкономической задачи по переводу экономики страны с сырьевого пути развития на инновационно-технологический [3, 4]. Поставленная перед ядерной отраслью задача по освоению технологий БР и ЗЯТЦ чрезвычайно сложна и имеет более чем 60-летнюю мировую не совсем успешную историю. В 50 – 80-е годы прошлого столетия государственные программы по созданию технологий БР и ЗЯТЦ для целей создания крупномасштабной ЯЭ были практически во всех крупных промышленных странах, включая США, СССР, Францию, Великобританию, ФРГ, Швецию, Бельгию, Италию, Японию и др., но ни одна из этих программ не была доведена до коммерческого результата.

Наибольшего успеха в освоении быстрых реакторов достигла наша страна. Более 30-ти лет успешно эксплуатируется на сегодня единственный в мире опытно-



промышленный быстрый натриевый реактор БН-600. В 2014 г. планируется ввести в строй еще один опытно-промышленный реактор БН-800 для решения практической задачи по утилизации высвобождаемых излишков оружейного плутония в виде смешанного оксидного уран-плутониевого (МОКС) топлива. Однако необходимо признать, что достигнутые результаты и в нашей стране далеки от конечных экономических целей – создания коммерчески привлекательных АЭС с БР и индустриальной топливной инфраструктуры, предоставляющей этим реакторам коммерческие услуги по переработке ОЯТ, рефабрикации свежего топлива и обращению с ВАО.

С учетом вышесказанного представляется актуальной и весьма важной задача по осмыслению причин неудач предыдущих программ и учету уроков в составлении и реализации программы по освоению технологий БР и ЗЯТЦ на современном этапе.

В настоящей работе авторы поставили перед собой две задачи: первая – проанализировать, какую роль сыграли различные внутренние и внешние для ЯЭ факторы в причинах незавершенности предыдущих программ развития БР и ЗЯТЦ; вторая – на основании результатов анализа выработать предложения, способствующие повышению результативности развития технологий БР и ЗЯТЦ на новом этапе. В качестве внутренних факторов в работе рассматриваются идеологические (выбор целей развития и системных требований к технологиям) и технологические (выбор базовых технологий БР и ЗЯТЦ для развития), в качестве внешних – макроэкономические условия развития ЯЭ.

### **АНАЛИЗ СИСТЕМНЫХ ПРОБЛЕМ В ОСВОЕНИИ ТЕХНОЛОГИЙ БР И ЗЯТЦ В ПРЕДЫДУЩИЕ ПЕРИОДЫ**

В настоящее время распространена точка зрения, что основная причина неудач в реализации предыдущих программ развития БР и ЗЯТЦ в нашей стране, да и в мире в целом связана, в основном, с внутренними для ЯЭ факторами – неправильно выбранными технологиями для развития в рамках неправильно сформулированных идеологий на начальном этапе развития ЯЭ.

Например, в работе [5] утверждается, что основная причина неудач в освоении технологий БР и ЗЯТЦ в нашей стране связана с неправильным выбором технологий, а именно, натриевого теплоносителя, оксидного топлива и гидрометаллургической технологии переработки ОЯТ. Горючесть натрия не позволила достичь требуемого уровня удельных капитальных затрат на АЭС и решить эксплуатационные и безопасностные проблемы; недостаточно высокая плотность оксидного топлива не позволила обеспечить необходимый уровень безопасности, а гидрометаллургическая технология военного происхождения опасна с точки зрения нераспространения. Утверждается также, что выбор натрия в качестве теплоносителя и МОКС в качестве базового топлива был вынужденным из-за существовавших в 1960 – 1970-е гг. системных требований по достижению высоких темпов размножения плутония в ЯЭ, что в настоящем и в будущем уже не актуально.

#### **Технологический выбор**

Рассмотрим сначала несколько обоснованные аргументы о принципиальной ошибке в выборе технологий натриевого теплоносителя, оксидного топлива и гидрометаллургической технологии переработки ОЯТ в качестве базовых технологий для развития. При оценке перспективности той или иной технологической системы БР и ЗЯТЦ будем исходить из возможности довести систему до коммерческого уровня использования, успешно пройдя три последовательные стадии:

- экспериментальное обоснование реализуемости технологий;
- демонстрация свойств безопасности и эксплуатационных качеств технологий на опытно-промышленном уровне;
- коммерциализация технологий на промышленном уровне.

Сложность доведения системы БР и ЗЯТЦ до коммерческого уровня использова-

ния заключается в необходимости в сбалансированном прохождении перечисленных выше стадий четырех различных взаимосвязанных технологических элементов:

- ЯЭУ с БР;
- фабрикация стартового топлива;
- переработка ОЯТ БР и рефабрикация топлива из выделенных при переработке ядерных материалов;
- обращение с ВАО от переработки ОЯТ БР.

Из обзора работ по освоению системы БР и ЗЯТЦ в нашей стране следует, что в 1960 – 1980-е гг. в СССР существовала определенная программа последовательного освоения и коммерциализации всех элементов базовой системы технологий [6, 7]. В этой программе основное и опережающее внимание уделялось решению главной задачи – демонстрации на опытно-промышленном уровне работоспособности, в первую очередь, ЯЭУ с быстрым натриевым реактором – ключевым элементом в общей связке БР и ЗЯТЦ. Удельные затраты на ЯЭУ в структуре стоимости всей системы составляют подавляющую часть – более 70%.

Сегодня на основании многолетнего успешного опыта эксплуатации ЯЭУ с БН-600 можно с уверенностью утверждать, что в нашей стране задача по демонстрации на опытно-промышленном уровне безопасности и эксплуатационных свойств технологии натриевого теплоносителя успешно решена. Мы имеем единственный в мире успешно работающий опытно-промышленный БН-600 на Белоярской АЭС с КИУМ на уровне АЭС с серийными коммерческими тепловыми реакторами [8]. При этом удельные капвложения на БАЭС на уникальную опытно-промышленную установку БН-600 оказались всего на 40% больше, чем на коммерческие АЭС с ВВЭР, построенные в это же время [9]. Учет резервов, заложенных в БН-600, позволил в рамках его габаритов создать проект более экономичного быстрого реактора БН-800 с электрической мощностью 880 МВт(э) [9]. Сегодня просматриваются перспективы дальнейшего снижения удельной величины капвложений в ЯЭУ с реакторами типа БН-1200 вплоть до уровня, характерного для серийных ЯЭУ с ВВЭР.

Что касается уровня безопасности ЯЭУ с БН, то можно отметить, что строящийся сегодня БН-800 удовлетворяет существующим требованиям в области безопасности. Первая лицензия на строительство АЭС после аварии на Чернобыльской АЭС была получена именно на возобновление сооружения БН-800 на БАЭС. Новый концептуальный проект реактора БН-1200, базирующийся на использовании преимущественно пассивных систем, также удовлетворяет всем современным требованиям безопасности в ЯЭ [10,11].

Относительно выбора МОКС-топлива можно отметить, что в нашей стране работоспособность этого типа топлива в таблеточном исполнении продемонстрирована пока еще только на экспериментальном уровне. В рамках решения задачи по утилизации избыточного оружейного плутония в строящемся БН-800 планируется продемонстрировать работоспособность этого топлива уже на опытно-промышленном уровне. При этом следует отметить, что безопасность строящегося БН-800 так же, как и разработанного концептуального проекта БН-1200 [11], обоснована в условиях использования в этих реакторах именно МОКС-топлива.

За рубежом работоспособность МОКС-топлива в натриевых быстрых реакторах была обоснована на опытно-промышленном уровне в процессе эксплуатации реакторов Феникс и Супер Феникс [12]. В настоящее время во Франции разрабатывается новый проект быстрого натриевого реактора «Астрид» также на базе усовершенствованного МОКС-топлива [13]. Разработка этого проекта ведется с учетом повышенных требований в области безопасности, предъявляемых Форумом «Генерация 4» к реакторам четвертого поколения. Япония в начале века провела обширные технико-экономические исследования по оценке перспективности различных видов топлива (МОКС, карбид,

металл, нитрид) и выбрала в качестве базового варианта для своих будущих быстрых натриевых реакторов усовершенствованное МОКС-топливо.

По вопросу о потенциальном риске использования гидрометаллургических методов для переработки ОЯТ с точки зрения распространения плутония отметим, что усовершенствованные современные технологии переработки ОЯТ, в том числе реализуемые на ОДЦ в рамках ФЦП ЯРБ, не предусматривают выделение чистого плутония [14]. Конечно, в случае экспорта этой технологии в неядерные страны существует проблема распространения чувствительных знаний. Но такая же проблема возникает в случае экспорта и любой другой технологии переработки ОЯТ. Еще более острая проблема возникает при экспорте технологий обогащения урана. Практические решения проблемы нераспространения чувствительных знаний сегодня видятся на пути продолжения использования политики ограничений экспорта чувствительных технологий в неядерные страны, а также внедрения многосторонних подходов в предоставлении услуг по обогащению урана, по поставкам свежего топлива с возвратом ОЯТ, по переработке ОЯТ [15].

Исходя из изложенных выше фактов можно утверждать, что реально на сегодня нет никаких технических оснований априори выражать сомнения, что развиваемая в предыдущие периоды система базовых технологий (БН, МОКС и гидрометаллургическая химия) не сможет достичь конкурентоспособности и (или) удовлетворить современным требованиям в области безопасности и нераспространения. Конечно, окончательно отменить «имеющие право быть сомнения» можно будет только после строительства и успешной эксплуатации первых промышленных АЭС с реакторами БН коммерческого уровня мощности в совокупности с обеспечивающими их предприятиями топливного цикла.

Такого рода общие сомнения справедливы не только для базовой системы БН и ЗЯТЦ, но и для любых других систем, включая концептуальный инновационный БРЕСТ с ПЯТЦ, удовлетворяющий всем требованиям «естественной безопасности». Разница заключается лишь в том, что в рамках концептуальной системы БРЕСТ ни один ее элемент не прошел еще стадию демонстрации своей реализуемости даже на экспериментальном уровне. В то же время ключевой элемент ЯЭУ с БН в нашей стране успешно прошел стадию демонстрации своей работоспособности на опытно-промышленном уровне, а за рубежом эту стадию успешно прошли основные технологии топливного цикла – МОКС-топливо и гидрометаллургическая переработка ОЯТ.

Но почему тогда систему продемонстрированных технологий БН и ЗЯТЦ авторы работ [16, 17] априори считают неперспективной? Фактически только из-за невозможности в рамках этой системы в полной мере удовлетворить идеологическим требованиям «естественной безопасности». Так например, требования «естественной безопасности» по  $K_{B,a,z} = 1.05$  невозможно (по крайней мере, очень сложно) достичь на МОКС-топливе, а по времени внешнего цикла меньше одного года – на базе гидрометаллургических методов переработки ОЯТ.

Здесь интересно отметить, что в США, в отличие от СССР, в качестве приоритетных технологий топливного цикла были выбраны плотное металлическое топливо и электрохимическая переработка ОЯТ, на которых при необходимости можно было бы достичь требований «естественной безопасности», но и эти технологии тоже не были доведены до коммерческого уровня.

Так в чем же основная причина того, что различные технологии БР и ЗЯТЦ, разрабатываемые в рамках предыдущих программ во многих странах мира, так и не были доведены до коммерческого продукта?

#### **Роль макроэкономических факторов**

В 1960-е гг. идея создания крупномасштабной ЯЭ с ключевой ролью в ней БР была популярна практически во всех крупных индустриальных странах, включая США, СССР, Францию, Великобританию, ФРГ, Италию, Швецию. Макроэкономические факторы, спо-

собствующие государственному интересу этих стран к масштабному использованию ЯЭ, были связаны с высокими послевоенными темпами роста энергоемкой промышленности в этих странах и высокими темпами и требуемыми объемами ввода новых электромощностей.

В те времена высокие текущие темпы роста электропотребления в условиях ограниченных национальных запасов органического топлива обосновывали необходимость государственной поддержки программы развития ЯЭ на основе технологий тепловых реакторов и открытого ядерного топливного цикла, которые уже были доведены до коммерческого уровня использования в рамках экономик ведущих ядерных держав того времени – США и СССР. При этом с самого начала было понятно, что развитие ЯЭ на тепловых реакторах не может быть долгим и масштабным из-за ограниченности запасов природного урана и неэффективности его использования в тепловых реакторах – менее 1%. Существовавшие же в те времена прогнозы, что высокие темпы развития экономики и электроэнергетики сохранятся как минимум до конца XX в., способствовали интересу правительств индустриальных стран в создании и финансировании национальных программ по освоению технологий БР и ЗЯТЦ, позволяющим на два порядка повысить эффективность использования природного урана и тем самым снять сырьевую проблему для ЯЭ на сотни лет вперед. Однако благоприятные макроэкономические условия для развития ЯЭ и государственного интереса к освоению технологий быстрых реакторов сохранились недолго.

Энергетический кризис в 1973 г. способствовал продолжению политики поддержки развития ЯЭ, но одновременно привел к осознанию в странах Запада необходимости создания национальных программ по энергосбережению, которые в 80–90-е годы привели к значительному снижению темпов роста потребления электроэнергии в этих странах, в том числе и за счет переноса энергоемкой и экологически опасной промышленности в третьи страны, в первую очередь, страны Азии.

В 1979 г. в США произошла авария на АЭС ТМТ, которая, с одной стороны, привела к последующему удорожанию затрат на обеспечение безопасности АЭС, а с другой стороны, к утрате абсолютного доверия со стороны общественности и потере политического интереса к поддержке развития ЯЭ.

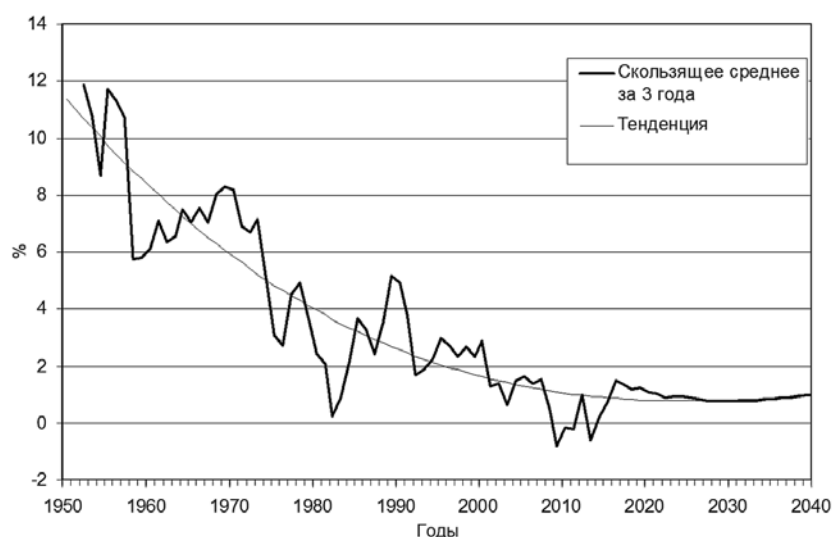


Рис. 1. Темпы развития электроэнергетики в США, %

В результате всех этих мер усредненные темпы развития электроэнергетики в этих странах стали снижаться. Например, в США усредненные по трем годам темпы постоян-

но снижались (рис. 1) и стабилизировались к концу XX в. на уровне до 1% в год [18]. Снижаться стала потребность и в дополнительном вводе новых электростанций. На рисунке 2 видно, как в США в период 1985 – 1996 гг. происходило снижение ввода не только АЭС, но и общего числа всех новых электростанций.

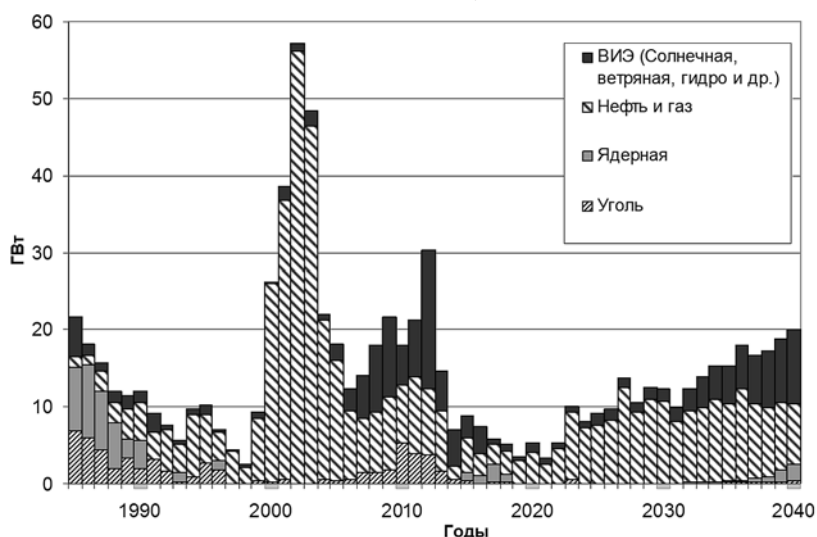


Рис. 2. Прирост электрогенерирующих мощностей в США, ГВт

Возникающие в некоторые периоды всплески экономической активности и потребности в дополнительной электроэнергии, как, например, в США в 1997–2003 гг., стало экономически выгодно покрывать за счет быстрого строительства (два – три года) станций малой мощности на природном газе или политически поддерживаемых возобновляемых источников энергии [18].

Инерционная и капиталоемкая ЯЭ, которая сыграла важную роль в энергообеспечении многих крупных стран Запада на этапе их индустриального развития, в новых экономических условиях становилась финансово, а после ТМ1 и Чернобыля и политически не привлекательным источником энергии. На рисунке 3 показан сделанный в 1970 г. прогноз развития ЯЭ в США на период до 2010 г. до 2500 ГВт(э) в сравнении с реальной ситуацией на уровне 100 ГВт(э).

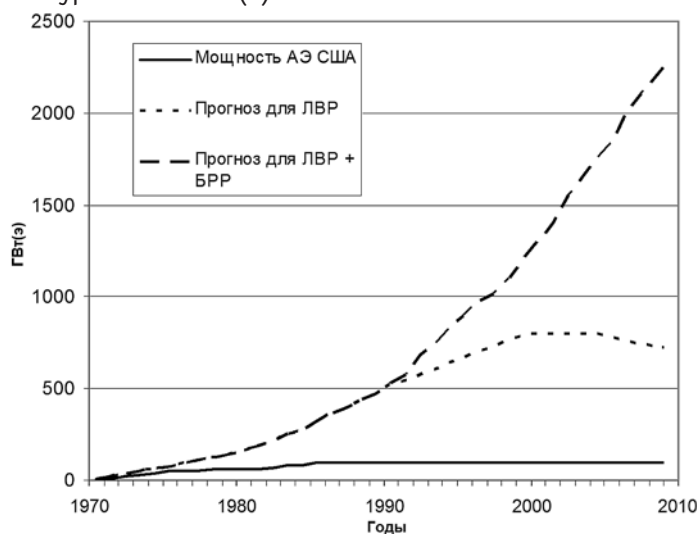


Рис. 3. Генерирующие мощности атомной энергетики США и прогнозы, ГВт(э)

На рисунке 4 представлен график роста потребления электроэнергии в ведущих индустриальных странах Западной Европы.

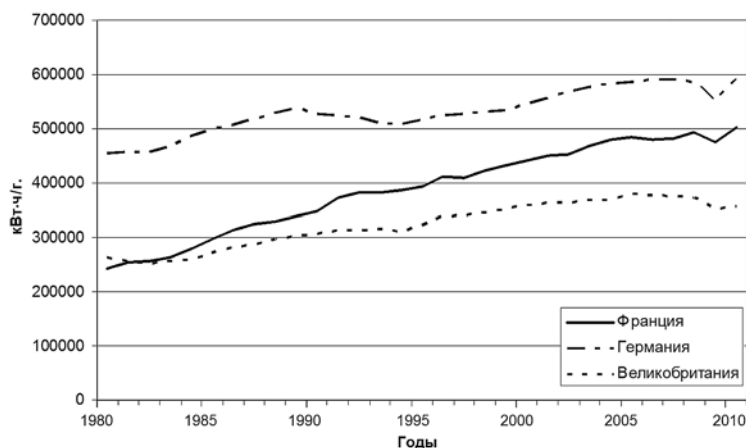


Рис. 4. Годовое производство электроэнергии в ведущих индустриальных странах Западной Европы, кВт·ч/год

Нам представляется, что именно эти внешние для ЯЭ макроэкономические факторы, а не широко обсуждаемые как противниками, так и сторонниками ЯЭ реальные и мнимые проблемы в области безопасности, нераспространения и ядерных отходов лежат в основе того, почему правительства многих стран, включая США, Францию, Великобританию, Германию, Италию, Бельгию, поддерживавших развитие программ БР в своих странах в 1960 – 1970-е гг., потеряли всякий интерес к массовому строительству новых АЭС и, как следствие, к замораживанию и прекращению финансирования программ развития ядерных технологий нового поколения, включая технологии БН. В подтверждение этого тезиса на рис. 5 представлена история роста мощностей АЭС в мире по регионам [19], из которого следует, что даже после Чернобыля новые АЭС продолжали интенсивно строиться в азиатском регионе: в Японии, Республике Корея, на Тайване (Китай), где с запозданием (по сравнению с Западом) продолжались интенсивное индустриальное развитие экономики и соответственно рост потребности в новых мощностях.

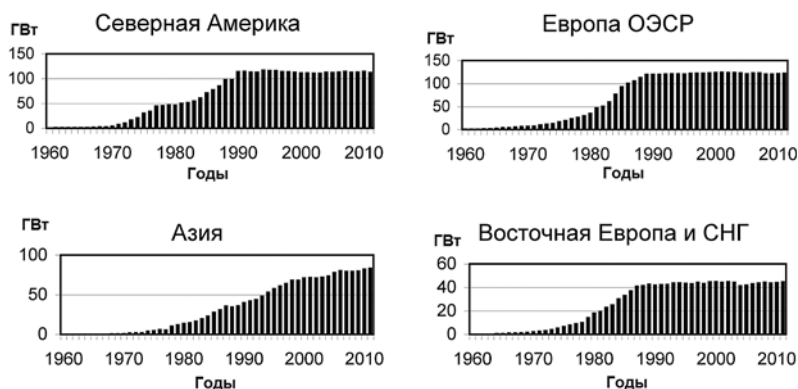


Рис. 5. Развитие атомной энергетики в регионах мира, ГВт

Сегодня макроэкономические условия для развития ЯЭ в мире наиболее благоприятны для Китая, Индии и частично Южной Кореи, где наблюдается планомерный интенсивный рост промышленности и потребностей в электроэнергии, строятся новые АЭС и планируется масштабное развитие ЯЭ. Естественно, что именно эти страны озабочены больше всех освоением ядерных энерготехнологий нового поколения, включая БР и ЗЯТЦ.

В нашей стране макроэкономический фактор также сыграл ключевую роль в незавершенности предыдущих программ и может оказать существенное влияние на итоги реализации новой программы освоения технологий БР и ЗЯТЦ. Известно, что в результате неудачного реформирования экономики страны в 90-е годы была потеряна значительная часть энерго- и наукоемкой промышленности. Уровень потребления электроэнергии в целом снизился, перспективы развития экономики долгие годы представлялись туманными. Естественно, что в этих условиях никаких экономических стимулов для строительства новых АЭС, а тем более для освоения новых технологий в стране, не было и не могло быть.

В случае, если экономика России будет продолжать функционировать в рамках сложившейся сырьевой концепции с низкими темпами развития, зависящими при этом от колебаний цен на энергетическое сырье на внешних сырьевых рынках, то реально не будет каких-либо серьезных экономических оснований и стимулов к масштабному развитию ЯЭ. Однако если в ближайшее десятилетие реально начнется декларированный перевод экономики на научно-технологический путь, включая ее реиндустриализацию, то может возникнуть реальная экономическая потребность в интенсивном и планомерном развитии электроэнергетического сектора.

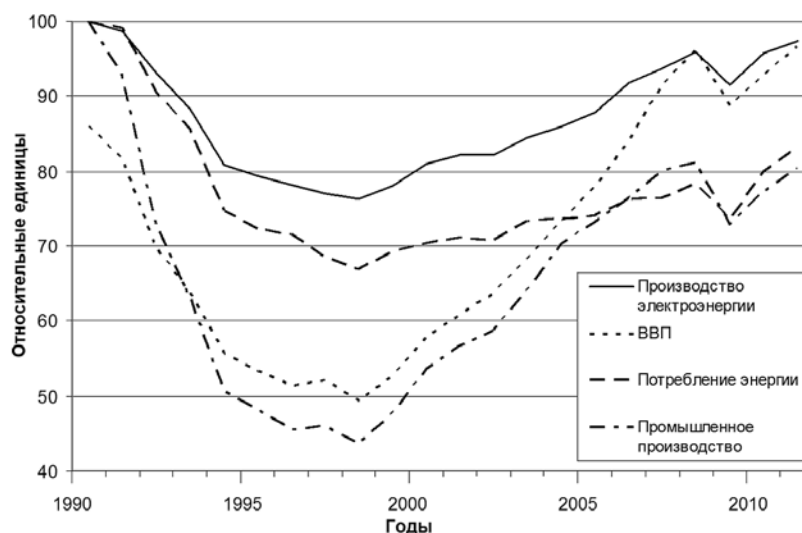


Рис. 6. ВВП, производство электроэнергии, потребление энергии и промышленное производство в России, относительные единицы

Это в свою очередь откроет перспективы для масштабного развития ЯЭ на новой технологической базе. И здесь возникает ключевой вопрос, а будут ли к этому времени в нашей стране реально освоены и коммерциализированы технологии БР и ЗЯТЦ? Нам представляется, что ответ на этот вопрос может оказаться в значительной зависимости от того, какая именно идеология будет сегодня лежать в основе нового этапа развития технологий БР и ЗЯТЦ.

#### Роль идеологических аспектов

Отметим, что развитие технологий БР и ЗЯТЦ в России реализовывалось и реализуется в рамках некой официально поддерживаемой идеологии, определяющей цели развития, внешние требования и перспективность технологий, например, принятая на сегодня идеология «естественной безопасности». Помимо официальной идеологии в нашей стране во все времена существовали и существуют альтернативные идеологии.

Так, например, в первый период освоения БР, помимо официально поддерживаемой идеологии, требовавшей достижения коротких времен удвоения на уровне шести

– восьми лет и освоения быстрых реакторов с натриевым теплоносителем, в рамках альтернативной идеологии выдвигались требования по времени удвоения на уровне трех – четырех лет [20, 21], что невозможно было бы сделать без освоения гелиевых быстрых реакторов. В работе [22] излагается альтернативная идеология крупномасштабной многокомпонентной ЯЭ, в рамках которой перспективные быстрые реакторы с  $KB = 1.5$  должны обеспечивать вторичным топливом усовершенствованные тепловые реакторы.

В зарубежных странах также используются национальные идеологии развития БР и ЗЯТЦ, однако все они существенно отличаются от российских идеологий. Так, например, сегодня в Индии рассматривается трехступенчатая модель крупномасштабного развития ЯЭ до уровня 300 и более ГВт(э), где основная роль быстрых натриевых реакторов заключается в наработке избыточного урана-233 из тория для обеспечения топливом будущих усовершенствованных тяжеловодных реакторов. Требование по  $KB$  для БР ставится на уровне 1.5, который предполагается достичь на металлическом топливе. Перспективная технология переработки – электрохимическая. Вместе с тем начальный этап экономического освоения АЭС с БН планируется реализовать с использованием продемонстрированных технологий топливного цикла: МОКС-топлива и гидromеталлургической переработки ОЯТ.

В Китае так же, как и у нас ставится задача крупномасштабного развития ЯЭ. Однако конечную цель освоения системы БР и требования к их характеристикам предполагается определить позднее – к 2030 г. На начальном этапе предлагается развивать БН с  $KB = 1$  на МОКС-топливе. В будущем, в случае нехватки сырьевых ресурсов, необходимо будет создать быстрые натриевые реакторы на металлическом топливе с  $KB = 1,5$  для обеспечения сырьем интенсивного развития ЯЭ. Если же проблем с сырьем в будущем не будет, то роль БН с  $KB < 1$  будет заключаться в утилизации накапливаемых в тепловых реакторах высокоактивных трансурановых элементов.

В странах с развитой ЯЭ технологии БР и ЗЯТЦ сегодня развивают уже не для масштабного строительства новых АЭС, как это было раньше в рамках их старых идеологий, а для утилизации плутония и младших актинидов, накопленных в ОЯТ тепловых реакторов и (или) сырьевой обеспеченности ЯЭ в долгосрочной перспективе. В этих странах также не требуются достижения в БР высоких  $KB$ , однако выбор перспективных технологий ЗЯТЦ у них отличается от российского. Во Франции и Японии выбирают усовершенствованный таблеточный МОКС и гидromеталлургическую переработку, а в США и Республике Корея – металлическое топливо и пирохимию.

В этой связи возникает законный вопрос, в чем причина использования столь противоречивых идеологий развития БР, включая требования по  $KB$  и выводы относительно степени перспективности тех или иных технологий топливного цикла? Можно ли обосновать, какая из перечисленных идеологий более правильная?

Проведенный анализ подходов, используемых при выработке различных идеологий развития БР, показывает на некоторую их методологическую особенность – сугубо научную ориентацию этих идеологий.

Большинство рассматриваемых идеологий развития БР и ЗЯТЦ вырабатываются представителями науки, близкими к правительствам. В рамках этих идеологий представители науки формируют свое видение будущего ЯЭ, прогнозируют масштабы и описывают возможные проблемы на пути ее создания. Затем определяют потенциальную роль и место в будущей ЯЭ различных инновационных технологий, определяют требования к топливным характеристикам реакторов, выбирают перспективные технологии и просят деньги у государства на их развитие.

В рамках такого научно-ориентированного подхода степень обоснованности защищаемых идеологий и требований к характеристикам реакторов напрямую зависит от степени реализуемости на практике представлений ученых о далеком будущем ЯЭ и



предлагаемых инновационных технологий, работоспособность которых еще не продемонстрирована. А это означает наличие значительной неопределенности в исходных предпосылках, невозможности согласования альтернативных идеологий и наличия неизбежных рисков в процессе практической реализации любой из идеологий:

- реальные экономические и топливные характеристики предлагаемых инновационных технологий могут быть далеки от ожидаемых показателей;
- реальные затраты и сроки на разработку и доведение инновационных технологий до коммерческого результата могут быть значительно больше планируемых цифр;
- реальная экономическая потребность в строительстве новых АЭС в будущем к моменту освоения инновационных технологий может быть значительно меньше ожидаемой или вообще отсутствовать.

О реальности таких рисков свидетельствует длительный опыт развития технологий БР и ЗЯТЦ в нашей стране и в мире. Например, высокие требования по времени удвоения к быстрым реакторам в 1960 – 1970-е гг. выдвигались как раз исходя из нереализовавшихся представлений о будущем. В те годы основной проблемой ЯЭ считалась сырьевая обеспеченность, отсюда и выдвигались различные высокие требования во времени удвоения горючего и КВ для первых быстрых реакторов.

Что же оказалось в реальности? В 1990 – 2000-е гг. не было макроэкономической необходимости в дальнейшем развитии ЯЭ во всех странах, имевших программы по развитию БР. Выявились и реальные внутренние проблемы современной ЯЭ – это не только и не столько сырье, сколько экономика и безопасность, и в некоторой степени нерешенные проблемы ОЯТ и распространения чувствительных знаний при экспорте некоторых технологий. В рамках идеологии «естественной безопасности» решение всех проблем современной ЯЭ, в том числе и в области накапливаемых ОЯТ, связывается с перспективами освоения и последующей коммерциализацией инновационных систем технологий БР и ЗЯТЦ, удовлетворяющих требованиям «естественной безопасности». При этом работоспособность большинства элементов таких систем еще не продемонстрирована даже на экспериментальном уровне, а ранее продемонстрированные элементы технологий в рамках предыдущих программ развития БР и ЗЯТЦ априори отвергаются, поскольку не удовлетворяют требованиям «естественной безопасности». Это значит, что существует большой риск, что проблемы современной ЯЭ могут остаться так и нерешенными в ближайшие десятилетия, а разрабатываемая инновационная ЯЭ так и не будет создана к моменту начала перевода экономики страны на научно-технологический путь развития.

Сложившаяся ситуация, с одной стороны, снижает интерес атомной индустрии страны к участию в разработке инновационных технологий для далекого будущего, а с другой стороны, вызывает необходимость в поиске дополнительных мер по преодолению реальных рисков, стоящих на пути развития БР и ЗЯТЦ на новом этапе в нашей стране.

Решение обеих проблем авторы видят в смене парадигмы в методологии выработки идеологии освоения технологий БР и ЗЯТЦ путем привлечения к этому процессу представителей не только науки, смотрящей в будущее, но и ядерной индустрии, решающей реальные проблемы современной ЯЭ.

#### **Авторы предлагают**

1) отказаться от используемой парадигмы, когда представители науки вырабатывают различные видения будущей ЯЭ, описывают ее предполагаемые проблемы, определяют требования к характеристикам и обосновывают необходимость финансирования и развития только тех инновационных технологий БР и ЗЯТЦ, которые отвечают выработанным им требованиям;

2) перейти к новой парадигме, когда представители науки хотя и вырабатывают различные видения будущей ЯЭ, но в рамках своих видений определяют уже не

требования, а скорее целевые показатели для характеристик инновационных технологий БР и ЗЯТЦ, которые могут корректироваться по мере уточнения представлений о будущем и реальном потенциале разрабатываемых технологий.

Параллельно представители индустрии отрасли вырабатывают реальные требования и коммерциализируют в сотрудничестве с наукой уже успешно продемонстрированные технологии БР и ЗЯТЦ для решения конкретных проблем современной ЯЭ, не создавая при этом серьезных помех для реализации альтернативных научных видений будущей ЯЭ.

### **ПРИМЕР ПРИМЕНЕНИЯ НОВОЙ ПАРАДИГМЫ**

Рассмотрим пример использования предлагаемого нового идеологического подхода с предложениями для науки по корректировке идеологии «естественной безопасности» и для индустрии по варианту использования продемонстрированных технологий БР и ЗЯТЦ в решении проблем ОЯТ реакторов ВВЭР.

#### **Предложения по корректировке идеологии «естественной безопасности»**

На основе выполненного выше анализа причин неудач и успехов в реализации предыдущих программ развития БР и ЗЯТЦ предлагается ряд мер общего плана, которые могут существенным образом повысить результативность выполнения новой программы развития технологий БР и ЗЯТЦ в нашей стране.

– Воспринимать как объективную реальность наличие альтернативных взглядов на будущее ЯЭ и отличающихся «требований» к характеристикам БР и ЗЯТЦ, которые, в силу неоднозначности наших знаний о будущем и о реальном потенциале предлагаемых для разработки технологий, нельзя априори отвергать. Только будущее покажет, какая из идеологий окажется ближе к реальности.

– В рамках идеологии «ЕБ» вместо детерминистических «требований» к показателям топливных характеристик системы БР перейти к использованию «целевых показателей», которые могут корректироваться по мере уточнения представлений о будущем и реальном потенциале разрабатываемых технологий. Использование термина «требование» подразумевает, что оно должно быть достаточно обосновано и априори может быть выполнено. Реальная же ситуация такова, что практическая возможность выполнения большинства требований «ЕБ» не продемонстрирована даже на экспериментальном уровне.

– Из общего перечня «целевых показателей» выбрать ключевые или приоритетные, которые должны быть продемонстрированы в первую очередь, например, показатели в области безопасности.

– Учитывать возможность поэтапного достижения «целевого показателя»: опытно-промышленная установка; головной коммерческий блок; коммерческая установка первого поколения; коммерческая установка второго поколения.

– Сравнивать или оценивать технологии в рамках единой идеологии и достигших одинакового уровня освоения. При этом необходимо понимать, что задача науки заключается в поиске новых технологических решений, а также в обосновывании и демонстрации их работоспособности. Что же касается выработки конкретных требований и выбора продемонстрированных технологий для коммерциализации, то это уже задача для индустрии.

– На экспериментальном уровне исследовать альтернативные технологические решения. Вывод о перспективности той или иной технологии можно делать только после ее успешной демонстрации на опытно-промышленном уровне.

Принятие вышеизложенных предложений позволит ядерной науке целенаправленно заниматься разработкой технологий нового поколения для будущего, не отвергая априори результаты предыдущих программ. А у ядерной индустрии появится возможность исследовать потенциал уже продемонстрированных технологий БН и МОКС-топ-

лива для решения текущих проблем современной ЯЭ, например, в области ОЯТ.

### **Предложения для ядерной индустрии**

Основные задачи, стоящие перед ядерной индустрией сегодня, заложены в экономически эффективных и социально приемлемых директивах правительства страны относительно масштабов развития ЯЭ в период до 2030 г. на внутреннем и внешнем энергетических рынках. При этом нет сомнений, что любой ожидаемый рост мощностей АЭС к 2030 г. вплоть до уровня 40 – 60 ГВт(э) может быть реализован на основе использования коммерческих технологий ВВЭР и открытого топливного цикла, удовлетворяющих современным требованиям в области безопасности.

Представляется также, что при таком уровне развития ЯЭ реальной системной проблемой для ядерной индустрии будет не столько сырьевая, сколько проблема отложенного решения по судьбе накапливаемых в стране ОЯТ ВВЭР и РБМК. Незавершенность топливного цикла современной ЯЭ ставит под сомнение ее экономическую эффективность и экологическую безопасность. Сегодня решения проблемы накапливаемых ОЯТ тепловых реакторов в мире ищутся в двух направлениях: во-первых, это реализуемый в Швеции и Финляндии вариант геологической изоляции ОЯТ; во-вторых, это реализованный во Франции вариант переработки ОЯТ с выделением урана и плутония для однократного рецикла в виде МОКС-топлива в действующих тепловых реакторах и с остекловыванием ВАО для последующей геологической изоляции.

По мнению авторов, оба варианта не подходят для условий России, поскольку существенно затрудняют реализацию возможных вариантов крупномасштабного развития ЯЭ в России в период после 2030 г. Например, в первом варианте геологическая изоляция всех ОЯТ вместе с плутонием исключает возможность реализации масштабного развития ЯЭ в будущем.

Во втором варианте, хотя и сокращаются текущие годовые объемы накапливаемых ОЯТ тепловых реакторов в шесть – семь раз, масса накопленного в ЯЭ плутония уменьшается в два раза, а содержание в нем примесей радиотоксичного америция-241 значительно увеличивается. Возможно, что для стран с масштабной ЯЭ, таких как Франция, Япония, США и Республика Корея, где освоение быстрых реакторов задерживается, сокращение накопленной массы плутония в ЯЭ может быть скорее не проблемой, а решением проблемы. Но в условиях стран, где только планируется масштабное развитие ЯЭ на быстрых реакторах, таких как Россия, Индия и Китай, уничтожение стартового горючего для будущих быстрых реакторов и накопление при этом для них проблем с америцием неприемлемо.

Авторы предлагают ядерной индустрии рассмотреть новый вариант решения проблем ОЯТ современной ЯЭ на основе использования уже продемонстрированных в России базовых технологий реакторов БН, МОКС-топлива и гидрометаллургической переработки ОЯТ.

В определенной мере предлагаемый вариант похож на французский. Инфраструктура предлагаемого варианта также включает в себя промышленный завод для водной переработки всех выгружаемых из ВВЭР урановых ОЯТ и цех по фабрикации МОКС-топлива из всего выделяемого плутония при переработке ОЯТ ВВЭР. Но в отличие от французского варианта предлагается изготавливать МОКС-топливо не для рецикла в тепловых реакторах, а для его однократного рецикла в небольшом количестве реакторов БН, специально построенных для целей утилизации плутония из ОЯТ ВВЭР (далее БН-утилизаторы).

Ориентировочно число БН-утилизаторов можно оценить исходя из годового баланса количества плутония, накапливаемого в ВВЭР, и плутония, потребляемого на изготовление МОКС-топлива для подпитки БН-утилизатора. Например, если принять уровень накопления плутония в ВВЭР около 200 кг Pu/ГВт(э) год, а годовое потребление плутония на производство МОКС-топлива для быстрого реактора типа БН-1200 около 1200 кг Pu/ГВт(э) год, то это означает, что для утилизации плутония из ОЯТ от шести ВВЭР нужно будет ввести один БН такой же единичной мощности. С

учетом потребности в плутонии для реализации начальной загрузки реактора БН и различий физических свойств плутония, нарабатываемого в тепловых и быстрых реакторах, результирующее соотношение по мощности в системе ЯЭ между реакторами ВВЭР и БН-утилизаторами ОЯТ может увеличиться до девяти, т.е. имея в системе ЯЭ около 10% мощностей на реакторах типа БН, можно будет обеспечить ежегодную полную утилизацию всего накапливаемого во всех ВВЭР плутония в составе МОКС-топлива для быстрых реакторов.

Применительно к возможным масштабам развития ЯЭ в нашей стране в период до 2030 г. предлагаемое решение проблем ОЯТ всех действующих ВВЭР-1000 и планируемых к строительству новых ВВЭР возможно при создании топливной инфраструктуры, включающей в себя

- завод РТ-2 для переработки ОЯТ ВВЭР мощностью от 800 до 1200 т/г. в зависимости от суммарной мощности обслуживаемых ВВЭР от 40 до 60 ГВт(э);

- сопряженный цех по производству МОКС-топлива из всего выделяемого при переработке ОЯТ плутония в количестве 8 – 12 т/г.;

- малую серию реакторов БН-1200 в количестве четырех – шести блоков, вместо части запланированных реакторов ВВЭР для рецикла МОКС-топлива, сделанного из всего выделенного плутония при переработке ОЯТ ВВЭР.

При этом предполагается, что эта малая серия реакторов БН-утилизаторов ОЯТ будет работать все время на плутонии, выделяемом из ОЯТ ВВЭР, т.е. создаваемая инфраструктура позволит до конца срока службы всех ВВЭР непрерывно перерабатывать в полном объеме их ОЯТ и утилизировать весь выделяемый при этом плутоний. Это означает, что предлагаемый вариант обеспечивает демонстрацию возможности полного и окончательного решения проблемы ОЯТ современной ЯЭ. Что касается судьбы образующегося в рамках предлагаемого варианта МОКС ОЯТ БН-утилизаторов, то ее предлагается определить позднее с учетом складывающихся рыночных перспектив для дальнейшего наращивания мощностей ЯЭ в период после 2030 г. и степени промышленной готовности инновационных технологий БР и ЗЯТЦ, разрабатываемых в рамках ФЦП ЯЭНП для развития крупномасштабной ЯЭ. С учетом неопределенности наших знаний о будущем рассматривается широкий спектр возможных сценариев развития событий в будущем от весьма оптимистических до пессимистических.

**В оптимистическом сценарии** развития предполагается, что макроэкономические перспективы для строительства новых АЭС после 2030 г. будут весьма хорошими. Разрабатываемые в рамках ФЦП ЯЭНП технологии БР и ЗЯТЦ нового поколения будут успешно продемонстрированы к 2030 г. При складывании таких условий естественно полагать, что накапливаемый МОКС ОЯТ БН-утилизаторов будет переработан в рамках новой инфраструктуры ЗЯТЦ, создаваемой для реализации крупномасштабного развития ЯЭ, а весь плутоний, выделяемый из этих ОЯТ, будет использован для изготовления стартовых загрузок новых инновационных БР, работающих в режиме полного замкнутого ядерного топливного цикла.

**Второй сценарий** также предполагает, что макроэкономические перспективы для строительства АЭС после 2030 г. будут хорошими, но при этом по каким-то причинам промышленная демонстрация технологий БР и ЗЯТЦ нового поколения временно задержится, например, до 2040 – 2050 гг. Если реакторы БН-1200 на МОКС-топливе удастся усовершенствовать так, что они станут удовлетворять возросшим к этому времени требованиям по безопасности и экономической эффективности, то вполне разумно полагать, что накапливаемые МОКС ОЯТ БН-утилизаторов могут быть переработаны, а извлекаемый плутоний будет использован для изготовления стартовых загрузок этих усовершенствованных БН-1200, работающих в режиме полного замкнутого топливного цикла. В этом случае в период после 2030 г. потребуются дальнейшее развитие топ-

ливной инфраструктуры ЯЭ, а именно, добавление производств по усовершенствованной гидрометаллургической переработке ОЯТ МОКС БН, а также по рефабрикации усовершенствованного МОКС-топлива для новых БН-1200.

**Третий (пессимистический) сценарий** предполагает, что в силу неизвестных нам сегодня причин после 2030 г. не будет никакой потребности в строительстве новых АЭС. В этом случае, проблемы ОЯТ МОКС БН-утилизаторов придется решать в рамках существующей структуры ЯЭ. Например, это можно будет сделать на основе реализации переработки МОКС ОЯТ БН и организации многократного рецикла плутония в виде МОКС-топлива как в построенных БН-утилизаторах, так и в действующих реакторах ВВЭР. Для этого также потребуются несколько развить созданную ранее топливную инфраструктуру добавлением к ней стадий гидрометаллургической переработки ОЯТ МОКС, а также рефабрикации МОКС-топлива для построенных БН и ВВЭР. Предварительные оценки показывают, что наличие в ЯЭ определенных долей реакторов БН и ВВЭР на МОКС-топливе может позволить организовать многократный рецикл плутония и стабилизацию его количества в ЯЭ. При этом роль ВВЭР на МОКС-топливе с  $KB = 0,5$  – обеспечение эффективного выжигания излишков плутония, накапливаемых в урановых ВВЭР, а роль реакторов БН на МОКС-топливе (с  $KB = 1.05$ ) – очистка для последующего рецикла выделяемого из МОКС ОЯТ ВВЭР «грязного плутония» от четных изотопов путем повышения доли делящихся изотопов в топливе.

Определив роль для первых БН и возможную судьбу их ОЯТ теперь можно выработать и системные требования к топливным характеристикам БН-утилизаторов.

**Требования по безопасности.** Здесь необходимо принимать во внимание, что предлагаемая инфраструктура по утилизации ОЯТ ВВЭР, включающая в себя ограниченное число БН-утилизаторов, должна рассматриваться как составная часть существующей ЯЭ и поэтому должна удовлетворять всем существующим требованиям в области ядерной безопасности. В силу этого для предлагаемых БН-утилизаторов нет необходимости в разработке новых особых повышенных требований безопасности, как это может быть разумно в случае с инновационными технологиями, разрабатываемыми для крупномасштабной ЯЭ.

**Требования по экономике.** С точки зрения вопросов экономики важно осознавать, что предлагаемые к строительству ограниченное число АЭС с БН-утилизаторами должны рассматриваться не как конкурирующие технологии относительно АЭС с ВВЭР, а как необходимая часть топливной инфраструктуры для завершения топливного цикла современной ЯЭ. При этом важно будет продемонстрировать, что результирующая стоимость электроэнергии в ЯЭ с учетом дополнительных затрат на создание топливной инфраструктуры по обращению с ОЯТ ВВЭР, включая строительство и эксплуатацию производств по переработке ОЯТ, обращению с ВАО, фабрикации МОКС-топлива и малой серии БН-утилизаторов плутония, существенно не увеличивается и остается экономически привлекательной и приемлемой для потребителя.

**Требования по KB.** Величина KB БН-утилизатора в нашем случае примерно определяет отношение количества плутония, накапливаемого в ОЯТ БН, к количеству плутония из ВВЭР, использованного при изготовлении МОКС-топлива для БН. При  $KB = 1$  весь накапливаемый в ОЯТ ВВЭР плутоний сохранится для будущего теперь в составе МОКС ОЯТ БН. Чем больше KB, тем больше плутония будет нарабатываться для будущей ЯЭ. Представляется, что вопрос об оптимальном KB для БН-утилизаторов должен решаться с учетом скорее не идеологических, а чисто экономических факторов, включая оценку затрат на увеличение KB в реакторе, на хранение избыточного плутония, и ожидаемого экономического эффекта от реализации хранимого плутония в будущем, в момент его реальной востребованности в ЯЭ.

**Требования по временам задержек топлива** перед переработкой определя-

ются отдельно для ОЯТ ВВЭР и ОЯТ БН МОКС. В случае с ОЯТ БН МОКС требования по задержкам будут зависеть от сценария их утилизации в будущем. Если переработка ОЯТ БН МОКС будет реализовываться в рамках будущей топливной инфраструктуры крупномасштабной ЯЭ, то естественно полагать, что требуемые времена задержек будут определяться исходя из логики минимизации времен задержек до уровня, обеспечивающего наработку плутония для стартовых загрузок новых АЭС с БР. Здесь реальные требования могут быть определены позднее в зависимости от создаваемой к тому времени технологической базы ЗЯТЦ и от потребностей в росте мощностей АЭС с БР зпосле 2030 г.

Что касается требований по задержкам для ОЯТ урановых ВВЭР, то они должны быть определены уже сейчас. При этом необходимо учитывать два фактора. Чем дольше будут выдерживаться ОЯТ ВВЭР перед переработкой, тем легче и дешевле будет его переработать. Но с другой стороны, чем больше время хранения ОЯТ, тем больше будет в нем накоплено в результате распада Pu-241 радиотоксичного Am-241. Реализованный во Франции вариант переработки ОЯТ PWR показывает, что оптимальным временем задержки при переработке ОЯТ ВВЭР может быть уровень в четыре – пять лет, пока содержание Am-241 в ОЯТ ВВЭР невелико, и выделяемый при переработке америций может быть трансформирован в остекловываемые ВАО вместе с продуктами деления и остальными младшими актинидами. В этом случае плутоний, извлекаемый при переработке урановых ОЯТ ВВЭР, будет относительно чист, и производство МОКС-топлива для БН-утилизаторов может быть организовано без усложнения радиационной обстановки, характерной для случая с наличием значительных примесей Am-241.

**Требования по нераспространению** определяются отдельно для технологий, используемых при создании топливной инфраструктуры по утилизации ОЯТ в стране, и отдельно для технологий, идущих на экспорт в третьи страны. При создании топливной инфраструктуры по утилизации ОЯТ представляется разумным применить меры, усложняющие доступ к чувствительным ядерным материалам. Например, при переработке ОЯТ ВВЭР плутоний целесообразно выделять вместе с ураном в равных долях. Производство МОКС-топлива для БН желательнее организовать на площадке, сопряженной с переработкой ОЯТ ВВЭР. Весь плутоний, извлекаемый при переработке ОЯТ ВВЭР, предлагается использовать для производства МОКС-топлива БН.

Что касается проблемы нераспространения при экспорте ядерных технологий, то здесь надо принимать во внимание, что основой для экспорта в среднесрочной перспективе будут АЭС с ВВЭР. Создание в стране топливной инфраструктуры по утилизации плутония из ОЯТ ВВЭР позволит экспортировать ВВЭР в пакете с предложением по поставкам свежего топлива и возврату ОЯТ. С нашей точки зрения, это наилучший на сегодня вариант решения проблемы нераспространения в мире чувствительных технологий и материалов. Другой вариант – это развитие предложенной Россией концепции создания международных центров ЯТЦ, например, международного ЯТЦ-центра по утилизации ОЯТ экспортируемых ВВЭР. Этот центр мог бы включать в себя выделенную на заводе РТ-2 специальную нитку по переработке ОЯТ экспортируемых ВВЭР и сопряженное производство МОКС-топлива для одного – двух БН-утилизаторов.

### **ВЫВОДЫ**

1. В работе проанализирована роль различных факторов в причинах незавершенности предыдущих программ развития БР и ЗЯТЦ и показано, что основная причина не технологическая и не идеологическая, а макроэкономического характера. Неблагоприятные для ЯЭ макроэкономические тенденции (минимизация темпов роста, энергонасыщение, перестройка) в 1980-1990-е гг. привели к потере экономического и государственного интереса к освоению технологий БР и ЗЯТЦ во всех стра-

нах, имевших программы по их освоению для создания крупномасштабной ЯЭ.

2. Сегодня наиболее благоприятные макроэкономические условия для развития ЯЭ и освоения технологий БР и ЗЯТЦ реализуются в Китае и Индии, в странах с планомерно и интенсивно растущей экономикой и энергетикой. В России сегодняшняя макроэкономическая ситуация (сырьевая экономика, низкие темпы роста) не благоприятствует развитию ЯЭ. Однако в случае, если в ближайшее десятилетие реально начнется декларированный перевод экономики на научно-технологический путь, включая ее реиндустриализацию, то это откроет перспективы для масштабного развития ЯЭ на новой технологической базе.

3. С учетом макроэкономической неопределенности условий развития ЯЭ в стране и необходимости минимизации финансовых и технологических рисков предлагается освоение технологий БР и ЗЯТЦ на новом этапе реализовывать в рамках идеологии поэтапного замыкания ЯТЦ с участием науки и ядерной индустрии. При этом в рамках научных программ, включая ФЦП ЯЭНП, усилия и средства концентрируются на разработке и демонстрации работоспособности инновационных технологий БР и ЗЯТЦ для создания в случае необходимости крупномасштабной ЯЭ в будущем. В рамках же ядерной индустрии исследуются и реализуются на базе уже продемонстрированных технологий (БН, МОКС-топлива и гидрометаллургической переработки ОЯТ) приемлемые варианты решения актуальной проблемы современной ЯЭ в области ОЯТ.

### Литература

1. Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года: федеральная целевая программа [утв. Постановлением Правительства РФ от 3 февраля 2010 г. № 50].
2. Адамов Е.О., Джаловян А.В., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – Вып. 6. – С. 319–330.
3. Рачков В.И. Атомная энергетика как важнейший фактор устойчивого развития России в XXI в. // Энергосбережение и водоподготовка. – 2006. – № 6. – С. 2–4.
4. Рачков В.И., Тюрин А.В., Усанов В.И., Вошинин А.П. Эффективность ядерной энерготехнологии: системные критерии и направления развития. – М.: ЦНИИАТОМИНФОРМ, 2008. – 228 с.
5. Адамов Е.О., Ганев И.Х. Экологически безупречная ядерная энергетика. – М.: НИКИЭТ. 2007. 145 с.
6. Energy Strategy of Russia for the period up to 2030. Approved by the Order of RF Government No 1715-r of November 13, 2009.
7. Лейпунский А.И. и др. Расчетные исследования по физике энергетических реакторов на быстрых нейтронах. / Доклад на III Женевской конференции. 1964.
8. Атомные станции России. – М.: Росэнергоатом, 2011.
9. Assessment of Nuclear Energy Systems Based on a Closed Nuclear Fuel Cycle with Fast Reactors. IAEA. Vienna, 2012, IAEA-TECDOC-1639.
10. Кузнецов И.А., Поплавский В.М. Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. – М.: ИздАт, 2012. – 632 с.
11. Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201–205.
12. Status of liquid metal cooled fast reactor technology. IAEA. Vienna, 1999, IAEA-TECDOC-1083.
13. Интернет-ресурс: ASTRID – Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration / Presented by A.Vasile (CEA) // IAEA Seminar on Fast Reactors, Bariloche, Argentina, 1-5 October 2012 [http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2012/2012-10-01-10-05-WS-NPTD/7.5\\_Vasile\\_ASTRID.pdf](http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2012/2012-10-01-10-05-WS-NPTD/7.5_Vasile_ASTRID.pdf)

14. *Gavrilov P.M., Khaperskaya A.V., Fedorov Yu.S. et al.* Complete Testing of SNF Reprocessing Technology for EDS in the Hot Cells. Proc. 10<sup>th</sup> Intern. Conf. Global2011. Rep. 501241.
15. *Декусар В.М., Егоров А.Ф., Коробейников В.В. и др.* Моделирование работы международного ядерного топливного центра. Препринт ФЭИ-3213, Обнинск, 2012. - 14 с.
16. *Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В.* Радиационный баланс при развитии ядерной энергетики с БРЕСТ-1200 и ВВЭР-1000. // Атомная энергия. – 2001. – Т. 91. – Вып. 5. – С. 337-342.
17. *Adamov E.O., Orlov V.V.* A radical approach needed for a nuclear future in Russia. // Nuclear Engineering International. – 1992. – Vol. 37, № 454. – P. 42-44.
18. Интернет-ресурс: Annual Energy Outlook 2013 with Projections to 2040. US Energy Information Administration. // [http://www.eia.gov/forecasts/aeo/pdf/0383\(2013\).pdf](http://www.eia.gov/forecasts/aeo/pdf/0383(2013).pdf) – PP. 71–72.
19. Интернет-ресурс: <http://TheFutureofNuclearPower:AGlobalandRegionalOutlook/> Н-Holger Rogner, A. McDonald // [http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/Pess/assets/NP\\_Future\\_KeynoteRognerMcDonaldFeb09.pdf](http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/Pess/assets/NP_Future_KeynoteRognerMcDonaldFeb09.pdf)
20. *Орлов В.В.* Каким должно быть время удвоения быстрых реакторов? // Атомная энергия. – 1971. – Т. 31. – Вып. 3. – С. 195–197.
21. *Orlov V., Slesarev I., Zaritsky S. et al.* The Theoretical Possibility of Doubling Time Reduction in FR by Using Heterogeneous Configurations of Various Types of Fuel. Proc. on Conf. Fast Reactor Physics, IAEA-SM-244/76, v. 2, Vienna: IAEA, 1980, PP. 469-480.
22. *Алексеев П.Н., Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю. и др.* О стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 г. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. – Вып. 4. – С. 183-196.

Поступила в редакцию 20.12.2013 г.

#### **Авторы**

Каграманян Владимир Семенович, советник директора, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.  
E-mail: [kagramanyan@ippe.ru](mailto:kagramanyan@ippe.ru)

Коробейников Валерий Васильевич, главный научный сотрудник отдела, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор физ.-мат. наук, профессор.  
E-mail: [korob@ippe.ru](mailto:korob@ippe.ru)

Рачков Валерий Иванович, научный руководитель ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, профессор, член-корреспондент РАН.  
E-mail: [vrachkov@ippe.ru](mailto:vrachkov@ippe.ru)



УДК 621.039.543.6

## THE CONCEPT OF PHASED MASTERING OF FAST REACTORS TECHNOLOGIES AND CLOSURE OF NFC UNDER CONDITIONS OF UNCERTAINTY OF FUTURE KNOWLEDGE

Kagramanyan V.S., Korobeynikov V.D., Rachkov V.I.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

In this paper the authors suggest that the nuclear industry consider a new way to solve SNF problems of the present-day nuclear power engineering on the basis of technologies already used in Russia: BN reactors, MOX fuel and SNF hydrometallurgical reprocessing. As our knowledge about the future of nuclear power and the real potential of the technologies proposed for further development are ambiguous, existence of alternative views on the future of nuclear power and divergent “requirements” to FR and CNFC should be taken as an objective reality and they cannot be rejected a priori. Only the future will show which of the ideologies will turn out to be closer to reality.

As part of the “natural security” ideology instead of deterministic “requirements” to fuel performance indicators of a BR system the authors propose to proceed to a “target indicator” that can be updated as our ideas on the future and the real potential of emerging technologies becomes more precise. Using the term “requirement” means that it must be sufficiently substantiated and can be done a priori. The real situation is that the practical ability to perform most of the requirements of “natural security” has not been demonstrated even on experimental level.

Out of the whole list of “targets” one should select key or priority ones that should be demonstrated in the first place, for example in the field of safety indicators. We suggest considering the possibility of phased reaching a “target indicator”: an experimental industrial installation; head commercial unit; commercial installation of the first generation, second generation commercial plants. Acceptance of the above proposals will allow nuclear science to purposefully develop the next-generation technologies for the future without rejecting a priori the results of the previous programs. And the nuclear industry will be able to explore the BN and MOX-fuel technology potential, which has already been demonstrated, to solve the current problems of modern nuclear power, for example in the field of spent nuclear fuel.

**Key words:** nuclear fuel cycle modelling, light water reactors, fast breeder reactors, natural uranium, optimization, Global Nuclear Energy, fuel balance.

### REFERENCES

1. Yadernye energotekhnologii novogo pokoleniya na period 2010–2015 godov i na perspektivu do 2020 goda: federal'naya celevaya programma [utv. Postanovleniem Pravitel'stva RF ot 3 fevralya 2010 g. № 50]. [Next Generation Nuclear Technologies – 2020: Federal Target Program] [Approved by the Order of RF Government No 50 of February 3, 2010], (in Russian)
2. Adamov E.O., Dzhhalovyan A.V., Lopatkin A.V. e.a. Konceptual'nye polozheniya strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii v perspektive do 2100 g. [Conceptual Development Strategy of Russian nuclear power in the run up to 2100]. *Atomnaya energiya*. 2012, vol. 112, no. 6, pp. 319–330.

3. Rachkov V.I. Atomnaya energetika kak vazhnejshij faktor ustojchivogo razvitiya Rossii v XXI v. [Nuclear energy as an important factor for sustainable development of Russia in XXI century]. *Energoberezhenie i vodopodgotovka*. 2006, no. 6, pp. 2–4.
4. Rachkov V.I., Tyurin A.V., Usanov V.I., Voshchinin A.P. Effektivnost' yadernoj energotekhnologii: sistemnye kriterii i napravleniya razvitiya [The effectiveness of nuclear power technology. System criteria and directions of development]. Moscow, CNIATOMINFORM Publ. 2008, 228 p. (in Russian)
5. Adamov E.O., Ganev I.H. Ekologicheski bezuprechnaya yadernaya energetika [Environmentally friendly nuclear power]. Moscow, NIKIET Publ. 145 p. (in Russian)
6. Energy Strategy of Russia for the period up to 2030. Approved by the Order of RF Government No 1715-r of November 13, 2009. (in Russian)
7. Leypunskij A.I. e.a. Raschetnye issledovaniya po fizike energeticheskikh reaktorov na bystryh nejtronah. Doklad na Tret'ej zhenevskoj konferencii [Studies in the physics of fast neutron reactors. Proceedings of the Third Geneva Conference]. 1964.
8. *Atomnye stancii Rossii* [Russian nuclear power plants]. Moscow, Rosenergoatom Publ. 2011.
9. Assessment of Nuclear Energy Systems Based on a Closed Nuclear Fuel Cycle with Fast Reactors. IAEA. Vienna, 2012, IAEA-TECDOC-1639.
10. Kuznecov I.A., Poplavskij V.M. *Bezopasnost' AES s reaktorami na bystryh nejtronah* [Security NPP with fast reactors]. Moscow, IzdAt Publ. 2012. – 632 s.
11. Rachkov V.I., Poplavskij V.M., Tsibulya A.M. e.a. Konceptiya perspektivnogo energobloka s byстрыm natrievym reaktorom BN-1200 [Concept of prospective power unit with fast neutron reactor BN-1200]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, no. 4, pp. 201–205.
12. Status of liquid metal cooled fast reactor technology. IAEA. Vienna, 1999, IAEA-TECDOC-1083.
13. ASTRID – Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration. Presented by A.Vasile (CEA). IAEA Seminar on Fast Reactors, Bariloche, Argentina, 1-5 October 2012. Available at: [http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2012/2012-10-01-10-05-WS-NPTD/7.5\\_Vasile\\_ASTRID.pdf](http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2012/2012-10-01-10-05-WS-NPTD/7.5_Vasile_ASTRID.pdf)
14. Gavrilov P.M., Khaperskaya A.V., Fedorov Yu.S. e.a. Complete Testing of SNF Reprocessing Technology for EDS in the Hot Cells. Proc. 10<sup>th</sup> Intern. Conf. Global 2011. Rep. 501241.
15. Dekusar V.M., Egorov A.F., Korobejnikov V.V. e.a. Modelirovanie raboty mezhdunarodnogo yadernogo toplivnogo centra [Simulation of the International Nuclear Fuel Center Operation]. Preprint SSC RF-IPPE-3213, Obninsk, 2012. 14 p. (in Russian)
16. Ganev I.H., Lopatkin A.V., Orlov V.V. Radiacionnyj balans pri razvitii yadernoj energetiki s BREST-1200 i VVEER-1000 [Radiation Balance in Nuclear Power Growth with BREST-1200 and VVEER-1000 Reactors]. *Atomnaya energiya*. 2001, vol. 91, iss. 5, pp. 337–342.
17. Adamov E.O., Orlov V.V. A radical approach needed for a nuclear future in Russia. *Nuclear Engineering International*. 1992, vol. 37, no. 454, pp. 42–44.
18. Annual Energy Outlook 2013 with Projections to 2040. US Energy Information Administration. Available at: [http://www.eia.gov/forecasts/aeo/pdf/0383\(2013\).pdf](http://www.eia.gov/forecasts/aeo/pdf/0383(2013).pdf) (pp.71–72).
19. The Future of Nuclear Power: A Global and Regional Outlook. H-Holger Rogner, A. McDonald. Available at: [http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/Pess/assets/NP\\_Future\\_KeynoteRognerMcDonaldFeb09.pdf](http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/Pess/assets/NP_Future_KeynoteRognerMcDonaldFeb09.pdf)

20. Orlov V.V. Kakim dolzhno byt' vremya udvoeniya bystryh reaktorov? [What should be the doubling time of fast reactors?]. *Atomnaya energiya*. 1971, vol. 31, iss. 3, pp. 195–197.

21. Orlov V., Slesarev I., Zaritsky S. e. a. The Theoretical Possibility of Doubling Time Reduction in FR by Using Heterogeneous Configurations of Various Types of Fuel. Proc. on Conf. Fast Reactor Physics, IAEA-SM-244/76, vol. 2, Vienna: IAEA, 1980, pp.469–480.

22. Alekseev P.N., Asmolov V.G., Gagarinskij A.Yu. e.a. O strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii do 2050 g. [Strategy of the development of nuclear energy in Russia until 2050]. *Atomnaya energiya*. 2011, vol. 111, iss. 4, pp. 183–196.

### Authors

Kagramanyan Vladimir Semyonovich, Director Adviser, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Engineering).  
E-mail: kagramanyan@ippe.ru

Korobeynikov Valerij Vasil'evich, Principal Scientist of Department, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Dr. Sci. (Engineering), Professor.  
E-mail: korob@ippe.ru

Rachkov Valery Ivanovich, Research Supervisor, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Dr. Sci. (Engineering), Professor, Corresponding member of the Russian  
Academy of Science.  
E-mail: vrachkov@ippe.ru

## ВЕРИФИКАЦИЯ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ ОСНОВНЫХ РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ИЗ БИБЛИОТЕКИ РОСФОНД НА ИНТЕГРАЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАХ

**В.Н. Кощеев, Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля**

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



В настоящее время существенно обновились практически все существующие в мире библиотеки оцененных нейтронных данных: в США – ENDF/B-VII, в Европе – JEFF-3.1, в Японии – JENDL-4, в Китае – CENDL-4, в России – РОСФОНД. Эти библиотеки интенсивно тестируются на предмет их предпочтительного использования в прикладных задачах. Как правило, тестирование библиотек нейтронных данных проводится в расчетах критичности отобранных особым образом бенчмарк-моделей из международного справочника ICSBER Handbook. Имеются и другие источники информации для тестирования нейтронных данных. К ним относятся одnogрупповые сечения, полученные путем взвешивания на стандартных спектрах деления, и сечения увода нейтронов под порог реакции, используемой в качестве детектора: деление на  $^{238}\text{U}$  и  $^{237}\text{Np}$  или (п,р)-реакция на  $^{27}\text{Al}$ .

В статье представлены результаты тестирования данных для основных топливных реакторных материалов  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  наряду с традиционными расчетами критичности отобранных бенчмарк-моделей. На первом этапе нейтронные данные для материалов  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  (резонансные интегралы, одnogрупповые сечения, сечения увода под порог) для четырех современных библиотек ENDF/B-VII.1, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0 и РОСФОНД сравнивались с экспериментальными данными. На втором этапе верификации нейтронные данные проверялись в расчетах критичности отобранных наборов бенчмарк-экспериментов из справочника ICSBER Handbook. Критериями отбора бенчмарк-экспериментов служили простота бенчмарк-модели, представительность по величине водород-топливного отношения, полнота описания. Были отобраны бенчмарк-эксперименты для области спектра как быстрых, так и тепловых нейтронов. В списке бенчмарк-моделей содержится 62 конфигурации с высокообогащенным и 49 моделей с низкообогащенным урановым топливом и 102 модели с плутониевым топливом.

Результаты верификационных расчетов показали хорошую согласованность принятых оценок сечений для  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  из библиотеки РОСФОНД-2010 с результатами широкого спектра экспериментов. Процедура последовательного тестирования нейтронных данных на результатах интегральных микроэкспериментов и дальнейшая верификация этих данных в расчетах критичности отобранных бенчмарк-конфигураций из международного справочника ICSBER Handbook позволяют оценить качество нейтронных данных для их последующего использования в научно-поисковых и проектных расчетах ЯЭУ. В дальнейшем для верификации предполагается расширить список экспериментов и привлечь эксперименты из международного справочника реакторных экспериментов IRPhEP и в том числе эксперименты, выполненные в ФЭИ на быстром физическом стенде БФС.

**Ключевые слова:** файлы нейтронных данных, РОСФОНД, верификация, бенчмарк-эксперименты.

## ВВЕДЕНИЕ

К настоящему времени обновились практически все существующие библиотеки оцененных нейтронных данных в США (ENDF/B-VII), Европе (JEFF-3.1), Японии (JENDL-4), Китае (CENDL-4) и России (РОСФОНД). В 2010 г. была зарегистрирована российская библиотека оцененных нейтронных данных, известная как РОСФОНД-2010 [1] (далее РФ-2010). В это же время была представлена версия европейской библиотеки JEFF-3.1.1 [2]. В апреле 2011 г. появилась версия японской библиотеки JENDL-4.0 [3]. В декабре 2011 г. была распространена новая версия американской библиотеки ENDF/B-VII.1 [4].

Эти библиотеки интенсивно тестируются на предмет их предпочтительного использования в прикладных задачах.

Как правило, тестирование библиотек нейтронных данных широко проводится на результатах расчетов критичности для отобранных особым образом бенчмарк-моделей из международного справочника ICSBEP Handbook. Имеются и другие источники информации для тестирования нейтронных данных. К ним относятся однокрупные сечения, полученные на стандартных спектрах деления и сечения увода нейтронов под порог сечения реакции, используемой в качестве детектора (деление на  $^{238}\text{U}$ , деление на  $^{237}\text{Np}$  или реакция (n,p) на  $^{27}\text{Al}$ ).

В работе представлены результаты тестирования реакторных материалов  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  наряду с традиционными расчетами критичности отобранных бенчмарк-моделей.

## ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ ДЛЯ ВЕРИФИКАЦИИ БЕНЧМАРКИ

В качестве опорных значений для тестирования тепловых сечений и резонансных интегралов (спектр  $\sim 1/E$ ) были использованы результаты работы S.F.Mughabghab (5-th Ed.) [5].

Экспериментальные данные по однокрупным сечениям на стандартных спектрах деления  $^{235}\text{U}$ ,  $^{252}\text{Cf}$  были взяты из [6, 7]. Экспериментальные сечения увода нейтронов под порог деления  $^{238}\text{U}$  и  $^{237}\text{Np}$  были взяты из работ [8, 9]. Модели и величины критичности для отобранных бенчмарк-моделей были взяты из международного справочника оцененных критических экспериментов ICSBEP Handbook [10]. Критериями для отбора бенчмарк-моделей послужили следующие параметры: простота бенчмарк-модели, представительность по величине водород-топливного отношения, полнота описания и др. [11–13].

В список бенчмарк-моделей попали 62 модели с высокообогащенным топливом, 49 моделей с низкообогащенным урановым топливом, 102 модели с плутониевым топливом.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ВЕРИФИКАЦИИ

Результаты верификации однокрупных сечений, усредненных на стандартных спектрах, и сечений увода под порог реакций различных детекторов приведены в табл. 1–4. В процессе верификации использовались 30-групповые сечения для  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , соответствующие принятой в международном справочнике ICSBEP Handbook разбивке, которые были получены из файлов с помощью программы NJOY [14].

В таблицах 1, 2 для  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  приводятся отношения соответствующих однокрупных сечений к опорным значениям, в качестве которых использованы экспериментальные данные, если они имеются, либо значения из библиотеки РФ-2010. Значения опорных сечений приводятся в единицах «барн». Для величины  $\text{Nu-bar}$  (полное число нейтронов деления) приводится абсолютное значение. Ячейки, выделенные серым фоном, содержат отличия, равные или более одного процента. В качестве экспериментальных данных в таблицах приводятся  $1/E$  – резонансный интеграл из работы [5]; LMFBR – спектр нейтронов типичного быстрого реактора на плутониевом топливе; U-235, Cf-252 – оцененное сечение захвата  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  или  $^{239}\text{Pu}$  на соответствующем спектре деления ( $^{235}\text{U}$  или  $^{252}\text{Cf}$ ) из [6, 7]; данные по сечению увода под порог для соответствующей реакции из [8, 9]. Погрешности опорных значений приведены в абсолютных значениях.

Таблица 1  
Сравнение нейтронных сечений, усредненных на стандартных спектрах, для современных библиотек нейтронных данных

	<sup>235</sup> U				<sup>238</sup> U				<sup>239</sup> Pu						
	захват	упругое	неупругое	деление	пи-бар	захват	упругое	неупругое	деление	пи-бар	захват	упругое	неупругое	деление	пи-бар
EXP (1/E)	<b>146±6</b>			<b>275±5</b>		<b>277±3</b>			<b>1.63±0.16<sup>*</sup></b>		<b>180±20</b>			<b>303±10</b>	
PФ-2010	0.964	145.1	0.137	1.001	2.435	0.994	316.8	0.232	1.460	2.347	1.056	154.2	0.801	1.024	2.865
ENDF/B-VII.1	0.964	1.001	1.000	1.000	1.000	0.994	1.000	0.904	1.460	1.062	1.056	0.994	1.277	1.025	1.001
JEFF-3.1.1	0.964	1.000	1.000	1.001	1.000	0.993	1.004	0.778	0.753	1.026	1.056	1.000	1.000	1.026	0.999
JENDL-4.0	0.953	1.006	1.128	1.000	1.000	0.994	1.000	0.761	1.460	0.992	1.046	1.015	1.182	1.023	1.001
(LMFBR)															
PФ-2010	<b>0.612</b>	<b>8.487</b>	<b>0.732</b>	<b>2.037</b>	<b>2.457</b>	<b>0.3744</b>	<b>10.53</b>	<b>0.911</b>	<b>4.28<sup>*</sup></b>	<b>2.775</b>	<b>0.593</b>	<b>9.200</b>	<b>0.614</b>	<b>1.861</b>	<b>2.938</b>
ENDF/B-VII.1	1.000	1.001	1.008	0.994	1.001	1.000	0.996	1.052	1.000	0.993	0.984	0.957	1.341	1.006	1.001
JEFF-3.1.1	1.003	1.002	0.999	0.997	1.000	1.001	1.018	0.952	0.988	1.001	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
JENDL-4.0	0.956	0.998	0.998	0.984	1.000	0.999	0.997	0.990	0.999	0.994	0.979	0.960	1.249	1.009	1.003
EXP (U-235)				<b>1.219±0.014</b>					<b>0.310±0.004</b>					<b>1.835±0.030</b>	
PФ-2010	<b>0.0945</b>	<b>4.384</b>	<b>1.937</b>	1.006	<b>2.661</b>	<b>0.0698</b>	<b>4.882</b>	<b>2.563</b>	0.985	<b>2.825</b>	<b>0.0543</b>	<b>4.622</b>	<b>1.342</b>	0.976	<b>3.179</b>
ENDF/B-VII.1	1.001	0.991	1.023	1.003	1.002	1.000	0.993	1.013	0.985	0.992	0.755	0.945	1.185	0.975	1.001
JEFF-3.1.1	1.000	1.009	0.999	0.998	1.000	0.988	1.010	1.028	0.980	1.000	1.000	1.000	1.000	0.976	1.000
JENDL-4.0	0.945	1.024	0.960	0.998	1.003	1.011	0.999	1.000	0.981	0.994	0.987	0.960	1.174	0.979	0.997
EXP (Cf-252)				<b>1.238±0.009</b>					<b>0.333±0.004</b>					<b>1.835±0.018</b>	
PФ-2010	<b>0.0932</b>	<b>4.379</b>	<b>1.936</b>	0.994	<b>2.677</b>	<b>0.0687</b>	<b>4.868</b>	<b>2.535</b>	0.947	<b>2.854</b>	<b>0.0541</b>	<b>4.611</b>	<b>1.343</b>	0.978	<b>3.195</b>
ENDF/B-VII.1	1.000	0.990	1.024	0.991	1.001	1.000	0.993	1.013	0.947	0.992	0.759	0.946	1.182	0.977	1.001
JEFF-3.1.1	1.000	1.009	0.999	0.986	1.000	0.988	1.009	1.030	0.941	1.000	1.000	1.000	1.000	0.978	1.000
JENDL-4.0	0.944	1.024	0.961	0.986	1.003	1.010	0.998	1.001	0.942	0.994	0.986	0.960	1.171	0.981	0.997

<sup>\*</sup>) мбарн

Нейтронные данные  $^{235}\text{U}$  для библиотеки JENDL-4.0 отличаются от данных остальной совокупности библиотек во всей энергетической области, в то время как данные других библиотек для  $^{235}\text{U}$  согласуются между собой.

Нейтронные сечения захвата и упругого рассеяния  $^{238}\text{U}$  для всех библиотек согласуются между собой в пределах 1%. Сечения неупругого рассеяния различаются во всей области энергий, особенно в области порога реакции. Сечения деления (там, где имеется экспериментальное значение) различаются между собой значительно в областях низких (подпороговое деление) и высоких энергий. В области энергий, важной для реакторных приложений, значения сечения деления согласуются между собой, а число вторичных нейтронов для библиотек JENDL-4.0 и ENDF/B-VII.1 ниже (~0.7%), чем в РФ-2010 и JEFF-3.1.1.

Нейтронные данные  $^{239}\text{Pu}$  для библиотек JENDL-4.0 и ENDF/B-VII.1 отличаются от данных библиотек РФ-2010 и JEFF-3.1.1 во всей энергетической области. Оцененные нейтронные данные отличаются от экспериментальных значений, если таковые имеются.

Таблица 2

**Сравнение сечений увода под порог реакций различных детекторов для современных библиотек нейтронных данных**

Детектор	$^{235}\text{U}$			$^{238}\text{U}$			$^{239}\text{Pu}$		
	(n,f) $^{237}\text{Np}$	(n,f) $^{238}\text{U}$	(n,p) $^{27}\text{Al}$	(n,f) $^{237}\text{Np}$	(n,f) $^{238}\text{U}$	(n,p) $^{27}\text{Al}$	(n,f) $^{237}\text{Np}$	(n,f) $^{238}\text{U}$	(n,p) $^{27}\text{Al}$
EXP		<b>1.34±0.10</b>			<b>2.16±0.04</b>			<b>1.07±0.15</b>	
РФ-2010	<b>0.847</b>	1.151	<b>1.76</b>	<b>1.164</b>	1.007	<b>2.36</b>	<b>0.453</b>	0.819	<b>1.017</b>
ENDF/B-VII.1	1.009	1.180	1.058	1.002	1.007	1.000	1.196	0.944	1.087
JEFF-3.1.1	0.989	1.139	0.992	1.017	1.058	1.108	1.000	0.819	1.000
JENDL-4.0	0.975	1.169	1.045	0.963	0.994	1.072	1.245	1.001	1.122

Из таблицы 2 следует, что неупругие процессы для  $^{235}\text{U}$  представлены в библиотеках различным образом. Увод под порог деления  $^{238}\text{U}$  (как наиболее важная величина) на  $^{235}\text{U}$  представляется завышенным. Для  $^{238}\text{U}$  увод под порог своего деления переоценен для библиотеки JEFF-3.1.1. Для  $^{239}\text{Pu}$  увод под порог деления  $^{238}\text{U}$  недооценен для библиотек РФ-2010 (~20%), ENDF/B-VII.1 (6%), JEFF-3.1.1 (~20%).

Отметим, что различия в сечениях увода под порог реакций других детекторов не так важны для реакторных приложений, но они указывают на имеющиеся несоответствия оцененных данных по неупругому рассеянию нейтронов в современных библиотеках экспериментальным значениям.

Далее проводился этап верификации нейтронных данных на отобранных бенчмарк-моделях из международного справочника ICSBEP Handbook. Расчеты проводились по программе MCNP5 [15]. Исходные данные для построения моделей были взяты из работы [10].

На рисунках 1–3 представлено сравнение рассчитанных и экспериментальных значений критичности в виде отношения  $S/E$  для отобранных бенчмарк-моделей с высокообогащенным и низкообогащенным урановым топливом: на рис. 1а, б – для быстрых систем (HEU и LEU), на рис. 2, 3 – для тепловых систем (HST и LST соответственно).

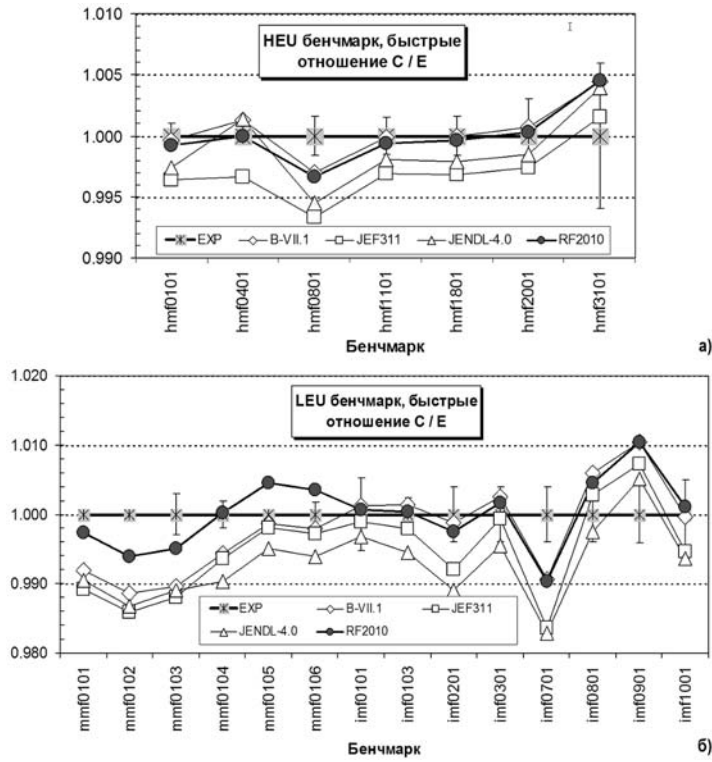


Рис. 1. Сравнение (C/E) расчетов урановых (а) быстрых высокообогащенных HEU и (б) низкообогащенных LEU бенчмарк-систем для различных библиотек нейтронных данных

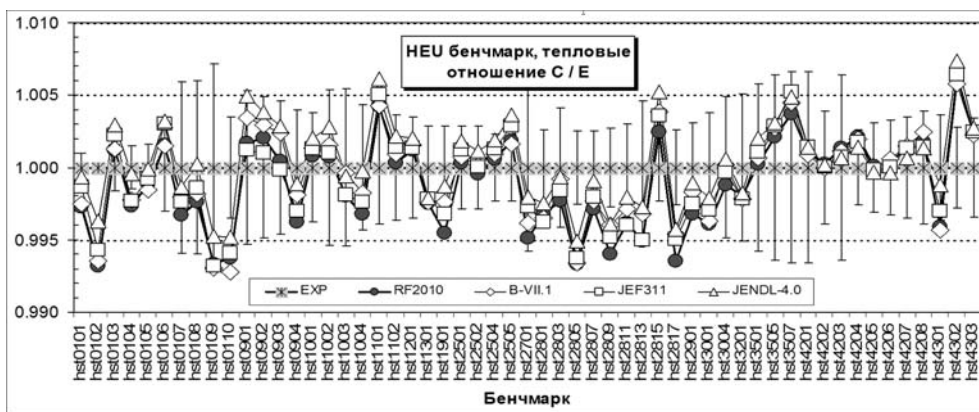


Рис. 2. Сравнение (C/E) расчетов тепловых высокообогащенных урановых (HEU) бенчмарк-моделей для различных библиотек нейтронных данных



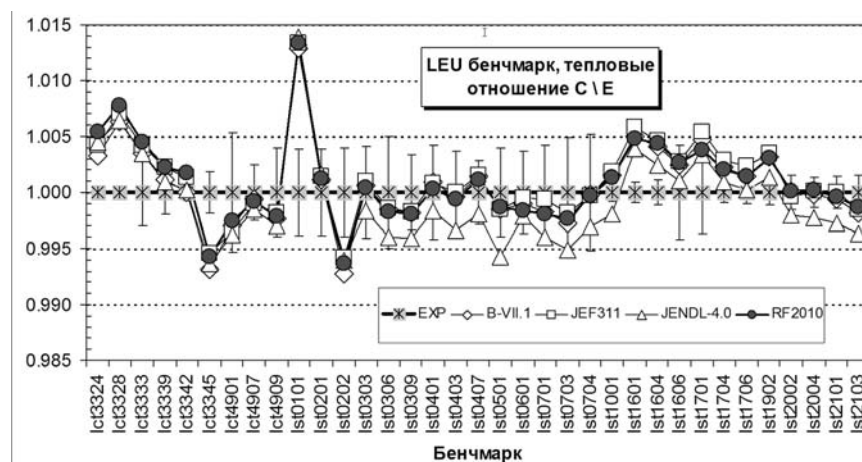


Рис. 3. Сравнение (C/E) расчетов тепловых низкообогащенных урановых (LST) бенчмарк-моделей для различных библиотек нейтронных данных

На рисунках 4 и 5 приводятся аналогичные данные для плутониевых бенчмарк-моделей PMF и PST.

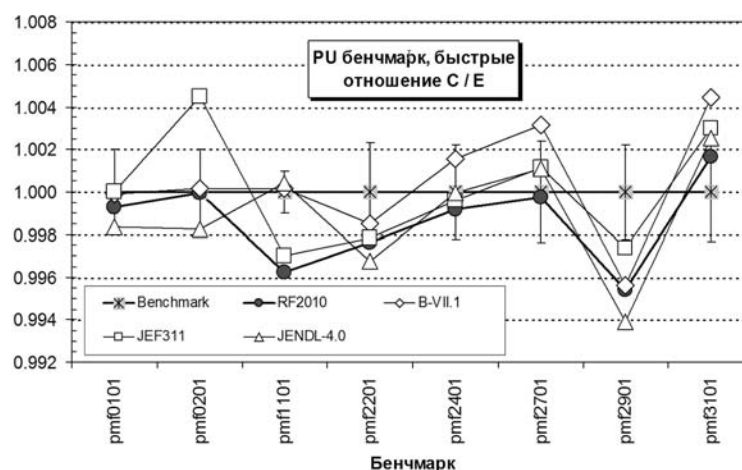


Рис. 4. Сравнение (C/E) расчетов быстрых плутониевых бенчмарк-моделей (PMF) для различных библиотек нейтронных данных

Процедура последовательного тестирования нейтронных данных на результатах интегральных микроэкспериментов и дальнейшая верификация этих данных в расчетах критичности отобранных бенчмарк-конфигураций из международного справочника ICSBEP позволяет оценить качество нейтронных данных для их последующего использования в научно-поисковых и проектных расчетах ЯЭУ.

В таблице 3 приведены сводные результаты выполненного тестирования, из которых видно, что критичность бенчмарк-моделей различных типов описывается в пределах усредненных по набору погрешностей с использованием всех библиотек нейтронных данных. Однако урановые бенчмарки (как быстрые, так и тепловые) лучше описываются с помощью нейтронных данных из РОСФОНД-2010. В то же время, критичность плутониевых наборов бенчмарк-моделей лучше других описывают нейтронные данные из JEFF-3.1.2.

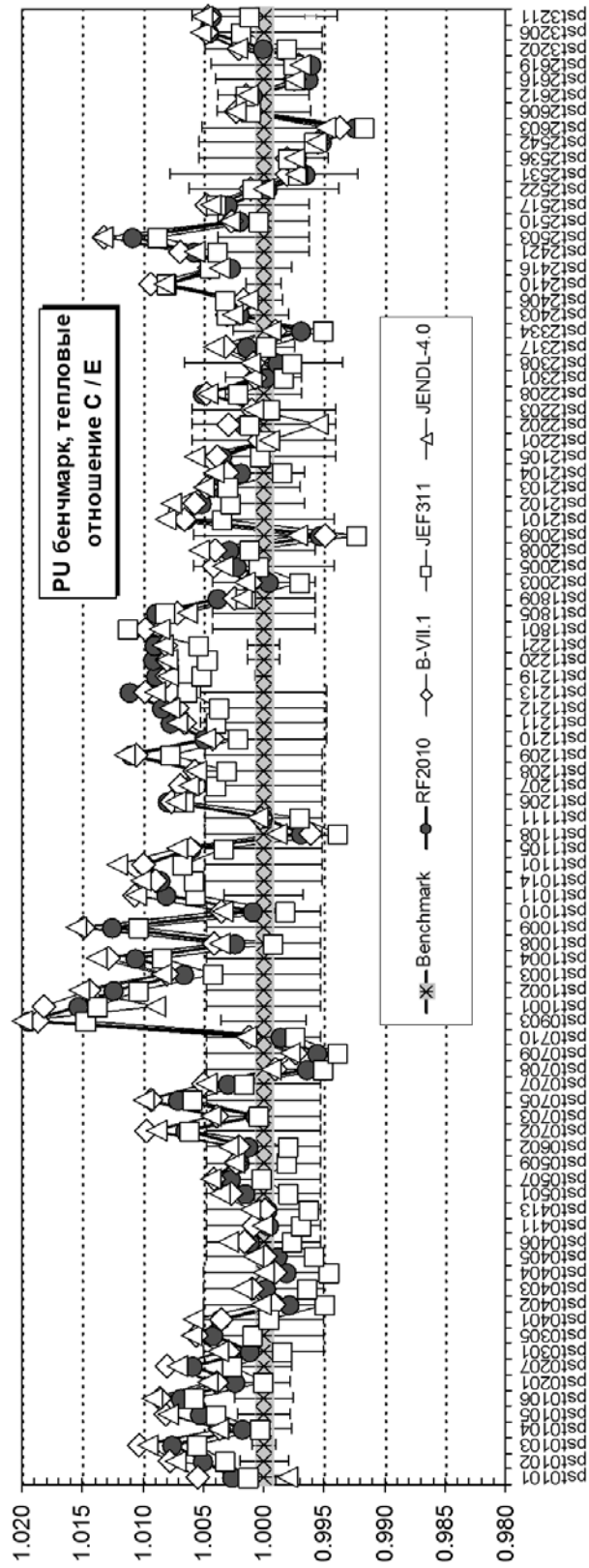


Рис. 5. Сравнение (C/E) расчетов тепловых плутониевых бенчмарк-моделей (PST) для различных библиотек нейтронных данных

Таблица 3

**Усредненные величины неопределенности наборов бенчмарк-моделей и величины (С/Е-1) для тестируемых библиотек (в рсм)**

Тип бенчмарка	Число бенчмарков в наборе	Среднеквадратичное расхождение	РФ-2010	ENDF/B-VII.1	JEFF-3.1.1	JENDL-4.0
HEU fast	7	21	-1	4	-30	-12
HEU thermal	55	39	-11	-6	-6	4
LEU fast	14	35	1	-20	-51	-71
LEU thermal	35	26	9	6	11	-7
PU fast	8	21	-14	4	0	-11
PU thermal	94	44	34	44	15	45

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Для основных реакторных делящихся материалов  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  из национальной библиотеки файлов нейтронных данных РОСФОНД-2010 выполнены верификационные расчеты и проведено сравнение с экспериментальными данными по следующим характеристикам: сечение увода под порог реакций  $(n,f)^{238}\text{U}$ ,  $(n,f)^{237}\text{Np}$ , и  $(n,p)^{27}\text{Al}$ ; одногрупповые сечения на быстрых спектрах нейтронов (LMFBR и спектрах нейтронов деления  $^{235}\text{U}$  и  $^{252}\text{Cf}$ ); критичность быстрых и тепловых бенчмарк-систем из международного справочника по критической безопасности ICSBEP Handbook.

Результаты верификационных расчетов показали хорошую согласованность принятых оценок сечений для  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  из библиотеки РОСФОНД-2010 с результатами широкого спектра экспериментов.

В дальнейшем для верификации следует расширить список интегральных экспериментов и привлечь бенчмарк-эксперименты из международного справочника реакторных экспериментов IRPhEP, в частности, выполненные в ФЭИ на быстром физическом стенде БФС.

Выражаем благодарность Е.В. Рожихину и Ю.Е. Головки за помощь в отборе наиболее информативных экспериментов из международного справочника критической безопасности ICSBEP и составлении для них расчетных заданий.

**Литература**

1. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Коцеев В.Н. и др. РОСФОНД – Российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. – 2007. – Вып. 1, 2. – С. 3
2. The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library, JEFF Report 22, NEA No. 6807, OECD 2009.
3. Shibata K. e.a. JENDL-4.0: A new library for nuclear science and engineering. J. Nucl. Sci. Technol. 48, pp. 1–30, 2011.
4. Chadwick M.B. e.a. ENDF/B-VII.1 Nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data. Nuclear Data Sheets, v.112, 12, 2011.
5. Mughabghab S.F. Atlas of Neutron Resonances: Thermal Cross Sections and Resonance Parameters. Elsevier Publisher, Amsterdam, 2006.
6. Mannhart W. Progress Report on Nuclear Data Research in the Federal Republic of Germany. NEA/NSC/DOC(99)10, INDC(Ger)-045, 1999.

7. Горбачева Л.В., Мантуров Г.Н., Цибуля А.М. Оценка результатов измерений средних сечений деления  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  на спектрах нейтронов деления  $^{235}\text{U}$  и  $^{252}\text{Cf}$ . // Атомная энергия. – 1980. – Т. 49. – Вып. 4. – С. 256.
8. Бондаренко И.И., Ковалев В.П. Физические измерения на нейтронах деления с конверторами. / IAEA Seminar Physics of Fast and Intermediate Reactors, Vienna 1961, v. 2, p. 159.
9. Дулин В.А. и др. Определение сечения увода под порог деления  $^{238}\text{U}$  из экспериментов по пропусканию. // Атомная энергия. – 1985. – Т. 59(2). – С. 116.
10. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2009 Edition).
11. Головки Ю.Е., Иванова Т.Т., Николаев М.Н., Рожихин Е.В., Цибуля А.М. Согласованный набор критических экспериментов для верификации нейтронных констант урана-235. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. – 2007. – Вып. 1-2. – С. 110–125.
12. Головки Ю.Е., Рожихин Е.В., Цибуля А.М., Кошечев В.Н. Выбор согласованного набора критических экспериментов из ICSBER Handbook и оценка точности расчетного предсказания критичности. / Доклад на Международной конференции по ядерной безопасности (ICNC'07). Санкт-Петербург, 2007.
13. Головки Ю.Е., Рожихин Е.В., Цибуля А.М., Кошечев В.Н. Оценка точности расчетного предсказания критичности на основе экспериментов из справочника ICSBER Handbook. / Доклад на международной конференции по физике реакторов (PHYSOR'08), Швейцария, 2008.
14. McFarlane R.E. e.a. NJOY97.0 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Sections from ENDF/B Data. RSIC Peripheral Shielding Routine Collection, PSR-368.
15. Forrest B.B., Booth T.E. e.a. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Overview and Theory. Volume I. LA-UR-03-1987, LANL, (2003).

Поступила в редакцию 03.09.2013 г.

### Авторы

Кошечев Владимир Николаевич, ведущий научный сотрудник ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат физ.-мат. наук.  
E-mail: bnab@ippe.ru

Мантуров Геннадий Николаевич, начальник лаборатории ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат физ.-мат. наук.  
E-mail: bnab@ippe.ru

Николаев Марк Николаевич, главный научный сотрудник отдела ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор физ.-мат. наук, профессор.  
E-mail: mnikolaev@ippe.ru

Цибуля Анатолий Макарович, советник директора ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат физ.-мат. наук.  
E-mail: tsib@ippe.ru

УДК 621.039.51.17

## VERIFICATION OF NEUTRON DATA FOR MAIN REACTOR MATERIALS FROM ROSFOND NEUTRON DATA LIBRARY ON INTEGRAL EXPERIMENTS

Koscheev V.N., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

Recently almost all the available in the world evaluated neutron data libraries, as ENDF/B-VII in the USA, JEFF-3.1 in EU, JENDL-4 in Japan, CENDL-4 in China and RUSFOND in Russia have been essentially updated. These libraries are currently being strongly tested for its preferable use in applications. As a rule, testing of neutron data libraries is widely performed through calculations of criticality for specially selected benchmark models from ICSBEP Handbook. Other sources of information for neutron data testing are also available. They are: one-group cross-sections obtained by weighting with standard fission spectra, and cross-sections for neutron removal to the sub-threshold region for a reaction used as a detector: fission into  $^{238}\text{U}$  and  $^{237}\text{Np}$  or  $(n, p)$  reaction to  $^{27}\text{Al}$ . The results of neutron data testing for the main fuel reactor materials  $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  along with traditional criticality calculations of selected benchmark models are presented in the paper.

At the first stage the neutron data for  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  (resonance integrals, one-group cross-sections, cross-sections for neutron removal to the sub-threshold region) from four modern data libraries ENDF/B-VII.1, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0 and RUSFOND were compared with experimental data. At the second stage of verification the neutron data were verified in criticality calculations of selected sets of benchmark experiments from ICSBEP Handbook. The benchmark experiments selection criteria were: benchmark model simplicity, hydrogen to fuel ratio representativeness, description completeness. Benchmark models were selected both for fast and thermal neutron spectra regions. The list of benchmark models includes 62 configurations with high enriched uranium and 49 models with low enriched uranium fuel, and 102 models with plutonium fuel as well.

The performed verification demonstrates good concordance of the accepted evaluations for  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  in RUSFOND-2010 data library with results of wide range experiments. The procedure of successive neutron data testing through integral micro-experiments and further verification of data in criticality calculations of selected benchmark configurations from ICSBEP Handbook allows to estimate the quality of neutron data for its further use in scientific and design calculations of nuclear energy installations.

It is proposed to extend the list of experiments and attract benchmark experiments from international IRPhE Handbook of reactor physics experiments, including experiments performed in IPPE on fast physical stand BFS for further RUSFOND data verification.

**Key words:** evaluation nuclear data files, ROSFOND, verification, benchmark-models.

### REFERENCES

1. Zabrodskaya S.V., Ignatyuk A.V., Koscheev V.N. e.a. ROSFOND – Rossijskaya nacional'naya biblioteka ocenennyh nejtronnyh dannyh [ROSFOND – The National Library of evaluated neutron data]. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Ser.: Yadernye konstanty*. 2007, iss. 1-2, pp. 3
2. The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library, JEFF Report 22, NEA No. 6807, OECD 2009.
3. Shibata K. e.a. JENDL-4.0: A new library for nuclear science and engineering. *J. Nucl. Sci. Technol.* 2011, vol. 48, pp. 1–30.
4. Chadwick M.B. e.a. ENDF/B-VII.1 Nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data. *Nuclear Data Sheets*. 2011, vol. 112, 12.
5. Mughabghab S.F. Atlas of Neutron Resonances: Thermal Cross Sections and Resonance Parameters.

Elsevier Publisher, Amsterdam, 2006.

6. Mannhart W. Progress Report on Nuclear Data Research in the Federal Republic of Germany. NEA/NSC/DOC(99)10, INDC(Ger)-045, 1999.

7. Gorbacheva L.V., Manturov G.N., Tsibulya A.M. Ocenka rezul'tatov izmerenij srednih sechenij deleniya  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  i  $^{239}\text{Pu}$  na spektrah nejtronov deleniya  $^{235}\text{U}$  i  $^{252}\text{Cf}$  [Estimation of measurement results for  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  fission cross-sections using  $^{235}\text{U}$  &  $^{252}\text{Cf}$  fission neutron spectra]. *Atomnaya energiya*. 1980, vol. 49, iss. 4, pp. 256-259.

8. Bondarenko I.I., Kovalyov V.P. Fizicheskie izmereniya na nejtronah deleniya s konvertorami [Physical measurements of fission neutrons with converters]. IAEA Seminar Physics of Fast and Intermediate Reactors, Vienna 1961, v. 2, p. 159.

9. Dulin V.A. e.a. Opredelenie secheniya uvoda pod porog deleniya  $^{238}\text{U}$  iz eksperimentov po propuskaniyu. [Determination of removal cross-section under  $^{238}\text{U}$  fission threshold from transmission experiments]. *Atomnaya energiya*, 1985, vol. 59, iss. 2, pp. 116-119.

10. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2009 Edition).

11. Golovko Yu.E., Ivanova T.T., Nikolaev M.N., Rozhihin E.V., Cibulya A.M. Soglasovannyj nabor kriticheskikh eksperimentov dlya verifikacii nejtronnykh konstant urana-235 [A consistent set of critical experiments to verify neutron constants for  $^{235}\text{U}$ ]. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Ser.: Yadernye konstanty*. 2007, iss. 1-2, pp. 110-125.

12. Golovko Yu.E., Rozhihin E.V., Tsibulya A.M., Koscheev V.N. Vybora soglasovannogo nabora kriticheskikh eksperimentov iz ICSBEP Handbook i ocenka tochnosti raschetnogo predskazaniya kritichnosti. Doklad na Mezhdunarodnoj konferencii po yadernoj bezopasnosti (ICNC'07). [Selection of a consistent set of critical experiments from the ICSBEP Handbook and verification of criticality prediction calculations. Proceedings of the International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC'07)]. Sankt-Petersburg, 2007.

13. Golovko Yu.E., Rozhihin E.V., Cibulya A.M., Koscheev V.N. Ocenka tochnosti raschetnogo predskazaniya kritichnosti na osnove eksperimentov iz spravocnika ICSBEP Handbook. / Doklad na Mezhdunarodnoj konferencii po fizike reaktorov (PHYSOR'08), Shvejcariya [Verification of criticality prediction calculations based on experiments from the ICSBEP Handbook. Proceedings of the International Conference on Physics of Reactors (PHYSOR'08), Switzerland]. 2008.

14. McFarlane R.E. e.a. NJOY97.0 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Sections from ENDF/B Data. RSIC Peripheral Shielding Routine Collection, PSR-368.

15. Forrest B.B., Booth T.E. e.a. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Overview and Theory. Vol. I. LA-UR-03-1987, LANL, (2003).

## Authors

Koscheev Vladimir Nikolaevich, Leading Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Phys.-Math.).  
E-mail: btab@ippe.ru

Manturov Gennadij Nikolaevich, Head of Laboratory, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Phys.-Math.).  
E-mail: btab@ippe.ru

Nikolaev Mark Nikolaevich, Principal Scientist of Derartment, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor.  
E-mail: mnikolaev@ippe.ru

Tsibulya Anatolij Makarovich, Director Advisor, FSUE «SSC RF-IPPE»,  
Cand. Sci. (Phys.-Math.).  
E-mail: tsib@ippe.ru

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ВЫХОДА ПОЛОНИЯ ИЗ ТЖМТ В ГАЗОВУЮ ФАЗУ ПО ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМ ДАННЫМ ГНЦ РФ-ФЭИ

**Н.И. Гончар, Д.В. Панкратов**

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



Для содержащих свинец и висмут тяжелых жидкометаллических теплоносителей (ТЖМТ) характерно образование изотопов альфа-излучателей:  $^{210}\text{Po}$ ,  $^{209}\text{Po}$  и  $^{210\text{m}}\text{Bi}$ . Из них наиболее высокой радиотоксичностью обладает  $^{210}\text{Po}$ . В условиях нормальной эксплуатации при сохранении герметичности первого контура полоний не представляет сколько-нибудь значительной радиационной опасности, но при проектировании газовой системы реактора и систем перегрузки необходимо учитывать наличие альфа-активности с большой энергией и токсичность самого полония. Также следует учитывать, что в результате аварийных ситуаций, сопровождающихся проливом теплоносителя первого контура или значительной разгерметизацией газовой системы, возможно образование альфа-активных аэрозолей в воздухе и высокоактивных поверхностных загрязнений после их осаждения. Гамма-излучение  $^{210}\text{Po}$  незначительно, и в качестве внешнего излучателя он не представляет опасности. Наибольшее поражение организма вызывает поступление  $^{210}\text{Po}$  пероральным и ингаляционным путем, также опасно его попадание на слизистые оболочки и кожу. Поэтому при моделировании миграции полониевой активности и разработке способов и средств защиты персонала особое внимание уделяют аэрозолям – газообразному соединению полония –  $\text{PoH}_2$ , которое образуется при взаимодействии соединений полония с водяным паром. Для обоснования радиационной безопасности и прогнозирования последствий аварий указанного типа необходима модель распространения полониевой активности по первому контуру в нормальных условиях эксплуатации РУ и в ситуациях, приводящих к аварии. Модель должна быть проверена по экспериментальным данным. Главным звеном такой модели является выход полониевой активности из теплоносителя в газовую фазу. Большинство исследований испарения полония из расплава ТЖМТ в газ или вакуум выполнено со свинцово-висмутовой (СВЭ) и свинцово-литиевой эвтектикой (СЛЭ). Выход полония из свинца исследован в меньшей степени, чем из свинцовых эвтектик.

В 1995 г. в ГНЦ РФ-ФЭИ были выполнены лабораторные исследования испарения полония из тяжелых жидкометаллических теплоносителей: свинца, свинцово-висмутовой и свинцово-литиевой эвтектик в вакуум и в атмосферу аргона при температуре 300, 500 и 800 °С. В работе представлены полученные по этим экспериментальным данным значения эффективного давления полония над расплавом и коэффициент термодинамической активности полония в теплоносителе. Сделано сравнение с полученными ранее результатами других исследователей.

**Ключевые слова:** полоний, испарение, тяжелый жидкометаллический теплоноситель, эффективное давление насыщенных паров, коэффициент термодинамической активности.

В концепции предельно безопасных ядерных реакторов будущей энергетики заметное место занимают реакторы, охлаждаемые расплавом свинца или свинцово-висмутовой эвтектики. В одном из вариантов воспроизводящего тритий blanketа проекта термоядерного реактора рассматривается эвтектический сплав свинец-литий. Определенное развитие за последние два десятилетия получила концепция разработки электроядерных установок, в которых в качестве жидкометаллической мишени предполагается использование расплавов свинца или свинцово-висмутовой эвтектики.

Для содержащих свинец и висмут тяжелых жидкометаллических теплоносителей (ТЖМТ) характерно образование изотопов альфа-излучателей:  $^{210}\text{Po}$  ( $T_{1/2} = 138,4$  сут),  $^{209}\text{Po}$  ( $T_{1/2} = 102$  года) и  $^{210\text{m}}\text{Bi}$  ( $T_{1/2} = 3,6 \cdot 10^6$  лет). Из них наиболее высокой радиотоксичностью обладает  $^{210}\text{Po}$ . Распадаясь, он излучает альфа-частицу с энергией 5,3 МэВ и превращается в  $^{206}\text{Pb}$ . В условиях нормальной эксплуатации при сохранении герметичности первого контура полоний не представляет сколько-нибудь значительной радиационной опасности, но при проектировании газовой системы реактора и систем перегрузки необходимо учитывать наличие альфа-активности и токсичность полония. Также следует учитывать, что в результате аварийных ситуаций, сопровождающихся проливом теплоносителя первого контура или значительной разгерметизацией газовой системы, возможно образование альфа-активных аэрозолей в воздухе реакторного помещения и высокоактивных поверхностных загрязнений после их осаждения.

Гамма-излучение  $^{210}\text{Po}$  незначительно, и в качестве внешнего излучателя он не представляет опасности. Наибольшее поражение организма вызывает поступление  $^{210}\text{Po}$  пероральным и ингаляционным путем, также опасно его попадание на слизистые оболочки и кожу. Поэтому при моделировании миграции полониевой активности и разработке способов и средств защиты персонала особое внимание уделяют аэрозолям и газообразному соединению полония  $\text{PoH}_2$ , которое образуется при взаимодействии соединений полония с водяным паром.

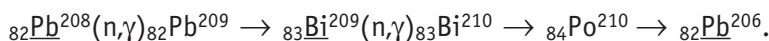
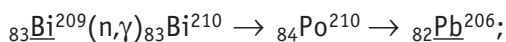
Для обоснования радиационной безопасности и прогнозирования последствий аварий указанного типа необходима проверенная по экспериментальным данным модель распространения полониевой активности по первому контуру в нормальных условиях эксплуатации и в ситуациях, приводящих к аварии. Ключевым звеном такой модели является выход полониевой активности из теплоносителя в газовую фазу. Большинство исследований испарения полония из расплава ТЖМТ в газ или вакуум выполнено со свинцово-висмутовой (СВЭ) и свинцово-литиевой эвтектикой (СЛЭ). Выход полония из свинца исследован в меньшей степени.

В 1995 г. в ГНЦ РФ-ФЭИ были проведены лабораторные исследования выхода  $^{210}\text{Po}$  из облученных образцов различных ТЖМТ при нагревании в вакууме и в среде инертного газа. Измерялась активность  $^{210}\text{Po}$ , вышедшая из образцов, нагретых до установленной температуры и выдержанных в таких условиях определенное время. В качестве образцов были использованы свинцово-висмутовая эвтектика (44,5 вес.% Pb + 55,5 вес.% Bi), свинец и свинцово-литиевая эвтектика (83 вес.% Pb + 17 вес.% Li). Измерения выполнялись при температурах 300, 500 и 800 °С. Испарение полония происходило в вакуум (0,1 – 1 Па) и в аргон ( $1,33 \cdot 10^4$  и  $8,65 \cdot 10^4$  Па). Продолжительность испарения восемь часов. В качестве исходных данных известны поверхность испарения, масса и активность образцов. Измерялось количество вышедшей активности  $^{210}\text{Po}$ .

Целью работы является анализ этих экспериментальных данных, оценка по ним основных характеристик испарения полония из указанных ТЖМТ и сравнение полученных результатов с данными, опубликованными другими исследователями.



При облучении ТЖМТ нейтронами  $^{210}\text{Po}$  нарабатывается на висмуте и свинце



Летучие компоненты теплоносителя, в том числе полоний и его химические соединения, испаряются с поверхности зеркала теплоносителя и выходят в защитный газ. Конденсируясь, пары образуют аэрозоль, который оседает на поверхностях газовой системы.

Выражение для консервативной оценки скорости испарения активности выводится из уравнения Ленгмюра и закона Рауля. Один и тот же изотоп может находиться в теплоносителе и испаряться из него в нескольких химических формах. Полная скорость испарения активности  $i$ -го изотопа  $Q_i^{\text{исп}}$ , Бк/с, равна

$$Q_i^{\text{исп}} = 4,38 \cdot 10^{-3} a_i M_0 S \beta \sum_j \frac{P_{ij}^{\text{sat}}(T) \xi_j}{\sqrt{M_{ij} T}}, \quad (1)$$

где  $Q_i^{\text{исп}}$  – количество испаряющейся активности изотопа, Бк/с;  $a_i$  – удельная активность изотопа в теплоносителе, Бк/кг;  $P_{ij}^{\text{sat}}$  – давление насыщенных паров  $j$ -й химической формы  $i$ -го изотопа, Па;  $T$  – температура, К;  $\xi_j$  – доля  $j$ -й химической формы относительно прочих химических форм данного изотопа,  $\sum \xi_j = 1$ ;  $S$  – площадь поверхности испарения,  $\text{м}^2$ ;  $M_{ij}$  – молекулярная масса  $j$ -го химического соединения, содержащего  $i$ -й изотоп;  $\beta$  – коэффициент экранировки испарения атмосферой защитного газа.

Кроме соединений со свинцом и висмутом полоний может образовывать бинарную форму –  $\text{Po}_2$ , свойства которой отличаются от свойств элементарного полония –  $\text{Po}$ . Эйхлер проанализировал термодинамические константы, описывающие испарение полония и других халькогенов, и вывел температурную зависимость давления насыщенных паров бинарного и элементарного полония [1]. Давление насыщенных паров полония, определенное различными исследователями [2 – 5], хорошо совпадает с давлением насыщенных паров бинарного полония, рассчитанным Эйхлером, и заметно отличается от давления насыщенных паров элементарного полония. В справочнике [6] на основании сравнения результатов исследований Эйхлера, Абакумова, Брукса, Ауслендера и Бимера выдвинуто предположение, что в температурной области 298 – 1300 К в газовой фазе доминирует бинарная форма полония. Результаты экспериментов подтверждают это предположение на качественном уровне, но имеющиеся экспериментальные значения термодинамических констант недостаточно точны для вывода температурной зависимости долевого соотношения элементарного и бинарного полония.

В ТЖМТ полоний может присутствовать сразу в виде нескольких химических соединений:  $\text{Po}$ ,  $\text{Po}_2$ ,  $\text{PbPo}$  и  $\text{BiPo}$ , а так как в самом ТЖМТ и на омываемых им поверхностях первого контура в определенной концентрации всегда присутствует кислород, возможно и наличие  $\text{PoO}_2$ .

Распределение химических соединений полония в зависимости от температуры может быть оценено на основе термодинамического равновесия всех химических реакций полония в ТЖМТ, однако сегодня для этого недостаточно экспериментальных данных. Для оценки скорости выхода полониевой активности из расплава ТЖМТ используется значение эффективного давления насыщенных паров полония

$$P_i^{\text{эфф}} = P_i^{\text{sat}} \cdot \gamma \cdot X, \quad (2)$$

где  $P_i^{\text{sat}}$  – давление насыщенных паров полония;  $X$  – атомная доля полония в расплаве (растворе);  $\gamma$  – коэффициент термодинамической активности полония в расплаве (растворе).

Температурная зависимость давления насыщенных паров полония известна, экспериментальные данные хорошо согласуются между собой [1, 2, 4, 5, 7]. Атомную долю полония в ТЖМТ легко рассчитать, зная его активность. Коэффициент термодинамической активности полония в теплоносителе и эффективное давление паров над расплавом можно оценить, располагая экспериментальными данными о скорости выхода полония из этого теплоносителя при различных температурах.

Зависимость от температуры коэффициента термодинамической активности (КТА) в расплаве ТЖМТ выражается формулой Аррениуса  $\lg(\gamma_{Po}) = A - B/T$ . Следовательно, по двум точкам можно определить коэффициенты  $A$  и  $B$ .

Численное выражение такой зависимости для системы Po-Pb-Li (Po+СЛЭ) определено Фойерштайном в работе [8]:

$$\ln \gamma_{Po-Pb-Li17}(T) = -4,77 - 1329 / T ;$$

для системы Po-Pb-Bi (Po+СВЭ) это сделал Оно [9]:

$$\lg \gamma_{Po-Pb-Bi} = 1,079 - 2908 / T ;$$

для полония в расплаве висмута коэффициенты определил Джой [10]:

$$\lg \gamma_{Po-Bi} = 1,1176 - 2728,3/T .$$

Свинец оказался наименее исследованным теплоносителем в вопросе испарения содержащегося в нем полония.

В результате лабораторных исследований, проведенных в ГНЦ РФ-ФЭИ, была измерена активность  $^{210}Po$ , испарившаяся из облученных образцов ТЖМТ за восемь часов в вакуум и в атмосферу аргона при температурах 300, 500 и 800 °С. По этим данным для каждого ТЖМТ были определены эффективное давление полония и коэффициент термодинамической активности. По измеренному количеству активности  $^{210}Po - A_{исп}$ , испарившейся в вакуум за время  $t_{эксп}$ , определена эффективная скорость испарения  $Q_{Po-210}$ , Бк/с, и массовый поток, кг/м<sup>2</sup>с:

$$Q_{Po-210} = A_{исп} / t_{эксп}; \quad G_{Po-210} = Q_{Po-210} \cdot 10^{-3} \cdot M_{PoX} / (\lambda \cdot S \cdot N_A), \quad (3)$$

где  $M_{PoX}$  – молекулярная масса испаряющегося соединения  $^{210}Po$ , г/моль;  $N_A = 6,02 \cdot 10^{23}$  мол/моль – число Авогадро;  $S$  – площадь поверхности испарения, м<sup>2</sup>.

Если испарение происходит в вакуум, то эффективное давление насыщенных паров полония над расплавом равно

$$P_{Po-210}^{эфф} = \frac{G_{Po-210}}{4,38 \cdot 10^{-3} \sqrt{M_{PoX}/T}}, \quad (4)$$

где  $T$  – температура расплава, К. Если испарение происходит в газовую атмосферу, то она оказывает экранирующее действие и измеренную скорость испарения  $Q_{изм}$  надо отнормировать на коэффициент экранировки  $\beta$ , определяемый через относительные скорости испарения в газ  $v_{газ}$  и в вакуум  $v_{вак}$ :

$$Q_{эфф} = Q_{изм} / \beta; \quad \beta = v_{газ} / v_{вак} .$$

Относительная скорость испарения равна измеренной скорости испарения, деленной на активность образца  $v = Q_{изм} / A_{исп}$ . Эффективное давление насыщенных паров полония над расплавом системы X-Po равно  $P_{Po}^{эфф}(T) = P_{Po}^{sat}(T) \cdot \gamma_{Po/X}(T) \cdot X_{Po}$ . Зная давление насыщенных паров полония  $P_{Po}^{sat}(T)$  и определив через исходную активность образца атомную долю полония в расплаве X-Po, можно получить коэффициент его термодинамической активности. Выполнив подобные измерения и расчеты для нескольких температур, можно получить выражение температурной зависимости КТА.

Для экспериментов со свинцом при  $T = 300$  °С значения эффективной скорости испарения и КТА оказались завышенными, что противоречит физике процесса испарения. Следует иметь в виду, что в этом случае образцы находились в твердом состоянии, температура плавления свинца равна 327 °С. Анализ данных по испарению полония [6] показывает, что наибольшее расхождение с лэнгмюровским испарением наблюдается в экспериментах при низких температурах. Определенные разными авторами значения  $P^{sat}$  полония в области температур 300 – 400 °С различаются в разы. Поэтому результаты, полученные при  $T = 300$  °С, были исключены из рассмотрения.

Полученные из экспериментальных данных ФЭИ выражения для КТА полония

$$\text{в свинце} \quad \lg(\gamma_{Po/Pb}) = -0,0946 - 2401 / T;$$

$$\text{в СВЭ} \quad \lg(\gamma_{Po/Pb-Bi}) = 0,788 - 2568 / T;$$

$$\text{в СЛЭ} \quad \lg(\gamma_{Po/Pb-Li}) = 3,062 - 5299 / T.$$

Достоверность экспериментальных данных и выполненных по ним оценок подтверждается сравнением с результатами других исследователей. В России и за рубежом эксперименты по испарению полония выполнялись со свинцово-литиевой и (наиболее часто) свинцово-висмутовой эвтектикой. На рисунке 1 показаны отнормированные на атомную долю значения  $P^{эфф}$  полония над СВЭ, вычисленные по данным ФЭИ и полученные ранее другими исследователями.

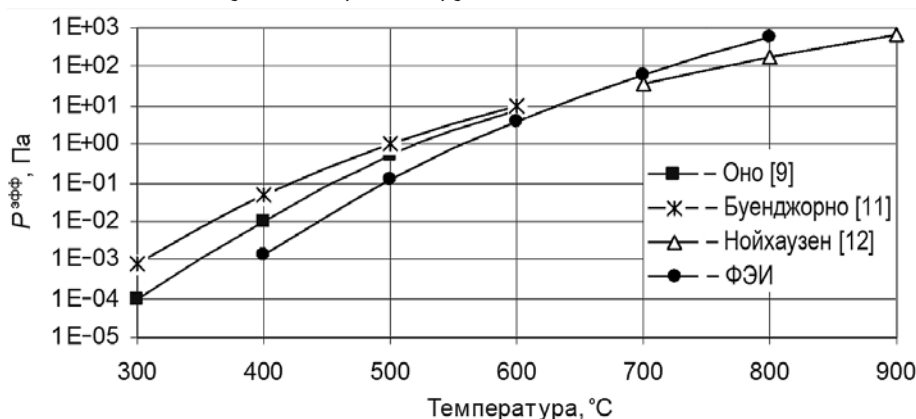


Рис. 1. Эффективное давление полония в свинцово-висмутовой эвтектике, отнормированное на атомную долю

Сравнение температурных зависимостей КТА полония в свинцово-висмутовой эвтектике, выведенной Оно [9], и полученной из экспериментальных данных ФЭИ, представлено на рис. 2. Можно отметить хорошую сходимость результатов.

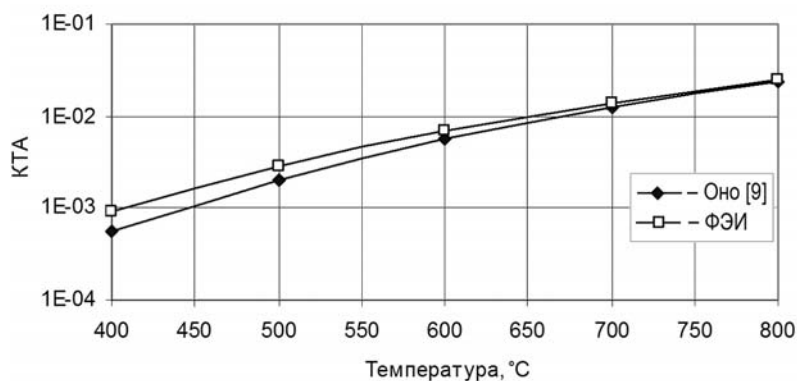


Рис. 2. Температурная зависимость КТА полония в свинцово-висмутовой эвтектике

Сравнение значений эффективного давления полония в СЛЭ, полученного Фойерштайном [8] и определенного из экспериментальных данных ФЭИ, показано на рис. 3. В области температур ниже 500 °С наблюдается значительное расхождение.

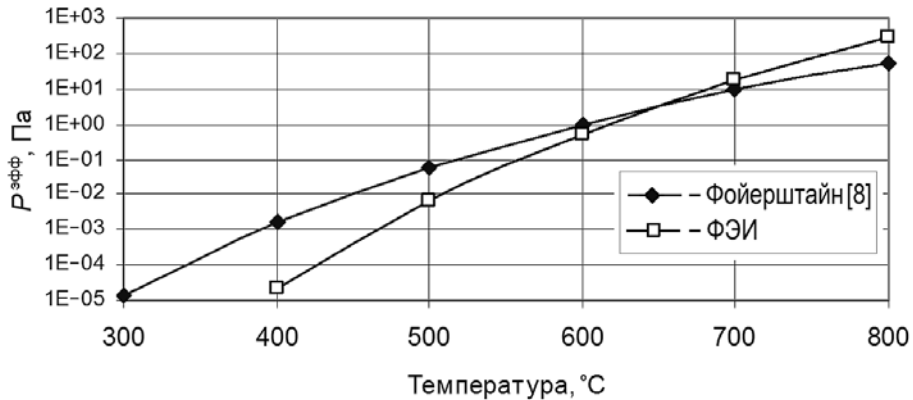


Рис. 3. Эффективное давление насыщенных паров полония над свинцово-литиевой эвтектикой, отнормированное на атомную долю полония

Точность экспериментов, выполненных в ГНЦ РФ-ФЭИ, можно считать удовлетворительной, поскольку наблюдается хорошая сходимость значений  $P^{эфф}$  (Po/Pb-Bi) с результатами других исследователей. На рисунке 4 показаны значения  $P^{эфф}$  полония в ТЖМТ, вычисленные по данным ФЭИ.

В области температур 600 – 800 °С для всех ТЖМТ величины эффективного давления полония близки, различия между ними находятся в пределах одного порядка. Расхождение растет с понижением температуры, но это объясняется увеличением ошибки измерений в этой температурной области, что было отмечено в анализе экспериментов по выходу полония из ТЖМТ [6]. Значения  $P^{эфф}$  (Po/Pb) близки к величинам эффективного давления полония в свинцовых эвтектиках, ошибка измерений для каждого ТЖМТ примерно одинакова.

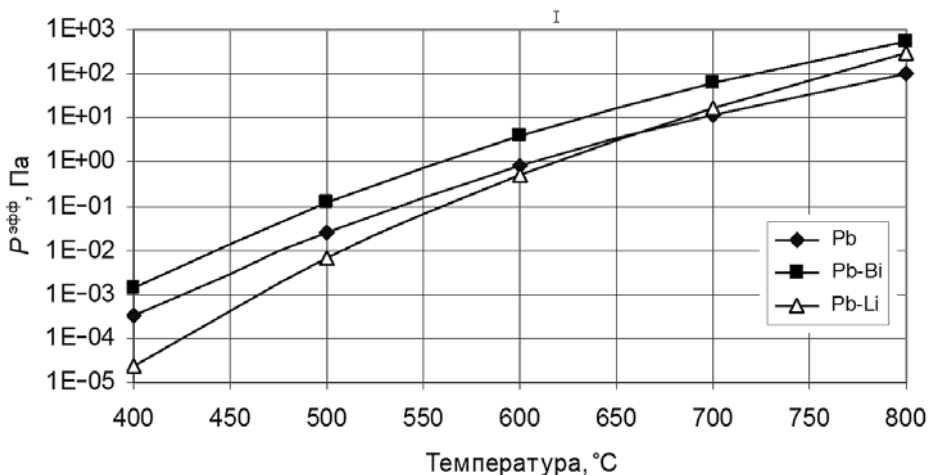


Рис. 4. Эффективное давление насыщенных паров Po над ТЖМТ, определенное по данным ФЭИ и отнормированное на атомную долю полония в расплаве

Значения эффективного давления и КТА полония в свинце, определенные по экспериментальным данным ФЭИ, можно использовать для расчета активности  $^{210}\text{Po}$  в рабочих средах первого контура РУ со свинцовым теплоносителем.

**ВЫВОДЫ**

1. Проведен анализ экспериментальных данных ФЭИ по определению скорости выхода  $^{210}\text{Po}$  из ТЖМТ, в том числе из свинца. Сравнение характеристик выхода  $^{210}\text{Po}$  из свинцово-висмутовой и свинцово-литиевой эвтектик, полученных в ФЭИ, с результатами других исследователей подтверждает достоверность результатов экспериментов, выполненных в ФЭИ в 1995 г.

2. На основании анализа экспериментальных данных выведена формула температурной зависимости коэффициента термодинамической активности полония в свинце

$$\lg (\gamma_{\text{Po/Pb}}) = -0,0946 - 2401 / T.$$

В связи с относительно небольшим объемом имеющихся экспериментальных данных по испарению  $^{210}\text{Po}$  из свинца целесообразно провести дополнительные исследования.

3. В области температур 500 – 800 °С можно отметить хорошую сходимость значений эффективного давления полония в СВЭ, полученных различными исследователями.

4. Измеренная скорость испарения полония из всех рассмотренных ТЖМТ при температурах 300 – 400 °С заметно превышает расчетную. Для объяснения этого эффекта необходимо отдельное исследование.

**Литература**

1. Eichler B. Die Flüchtigkeitseigenschaften des Poloniums, PSI-Report Nr. 02-12, June 2002, ISSN 1019-0643.
2. Абакумов А.С., Ершова З.В. Измерение давления насыщенных паров полония. // Советская радиохимия. – 1974. – № 6. – С. 396–397.
3. Brooks L.S. The Vapour Pressure of Polonium, J. Am. Chem. Soc., Vol. 77, p. 3211.
4. Ausländer J.S., Georgescu I.I. Proceeding of the I-st Int. Conf. Peacefull Using Atomic Energy, Geneva, 1955, Vol. 7, p. 389.
5. Beamer W.H., Maxwell C.R. J. Chem. Phys., 1946, Vol. 14, p.569.
6. Интернет-ресурс: Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Material Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, chapter 5, p. 182. <http://www.oecd-neo.org/science/reports/2007/nea6195-handbook.html>
7. Физические величины. Справочник. / Под ред. И.С. Григорьева, Э.З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат. 1991. – 257 с.
8. Feuerstein H., Oshinski J., Horn S. Behavior of Po-210 in molten Pb-17Li / JNM 191-194 (1992), pp. 288–291.
9. Ohno S., Kurata Y., Miyhara S., Katsura R., Yoshida S. Equilibrium Evaporation Behavior of Polonium and Its Homologue Tellurium in Liquid Lead-Bismuth Eutectic // Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 43, no.11, pp.1359–1369, 2006.
10. Joy E.F. The Vapour Liquid Equilibrium of Dilute Solutions of Polonium in Liquid Bismuth, Report MLM-987, Mound Laboratory, Miamisburg, Ohio, 1963.
11. Buongiorno J., Larson J., Czerwinsky K.R. Speciation of Polonium Released from Molten Lead Bismuth, Radiochim. Acta, 2003, Vol. 91, pp. 153–158.
12. Neuhausen J., Kuster U., Eichler B. Investigation of Evaporation Characteristics of Polonium and its Lighter Homologues Selenium and Tellurium from Liquid Pb-Bi-eutecticum, Radiochim. Acta, 2004, Vol. 92, pp. 917–923.

Поступила в редакцию 07.11.2013 г.

**Авторы**

Гончар Наталья Ивановна, старший научный сотрудник Института ядерных реакторов и теплофизики, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ»,  
E-mail: nigon@ippe.ru

Панкратов Дмитрий Владимирович, главный научный сотрудник Института специальных систем, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, профессор.

## DEFINING PARAMETERS OF POLONIUM RELEASE FROM HLMC INTO GAS DERIVED FROM IPPE EXPERIMENTAL DATA

Gonchar N.I., Pankratov D.V.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

Heavy liquid metal coolant (HLMC) containing lead and bismuth form alpha-active isotopes:  $^{210}\text{Po}$ ,  $^{209}\text{Po}$  and  $^{210\text{m}}\text{Bi}$ .  $^{210}\text{Po}$  is the most radiotoxic one. There is no significant radiation danger in normal operation until the primary coolant circuit is pressure-tight. However, when designing the reactor gas system and refueling system polonium radiotoxicity and alpha-activity presence in the coolant should be considered.

It should be also taken into account that accidents, accompanied by the first circuit coolant leakage or significant depressurization of the gas system may result in formation of alpha-active aerosols in the air and highly radioactive surface contamination upon their precipitation.

Polonium-210 has insignificant gamma radiation and is not dangerous as an external radiation source. The most dangerous case of organism exposure is caused by polonium intake into organism through food, water and inhalation. Contact of polonium with skin and mucous tunics is also dangerous. For this reason while simulating polonium activity migration and developing staff-protection means there is a need to pay special attention to aerosols and gaseous polonium compound –  $\text{PoH}_2$ , obtained as result of  $\text{PbPo}$  and water vapor interaction.

To substantiate radiation safety and forecast the aftermath of such accidents is essential to develop a model of polonium activity migration through the first circuit in normal operation and under conditions resulting in accidents. The model must be tested by experimental data.

Polonium activity release from HLMC into gas is the main element of this model. Most of the researches of polonium evaporation from smelted HLMC into gas or vacuum were made with lead-bismuth and lead-lithium eutectics. Polonium release from lead is studied to a lesser degree.

An experimental study on polonium evaporation from HLMC into vacuum and into argon atmosphere at 300, 500 and 800 °C was performed at IPPE in 1995. The polonium evaporation rate from lead, lead-bismuth and lead-lithium eutectics was measured. The values of effective vapour pressure of polonium in HLMC solution and thermodynamic activity coefficient for polonium in HLMC are presented in the paper. These values were calculated on the basis of experimental data. The calculation results are compared with data on polonium release from liquid metals obtained by different authors.

**Key words:** polonium, evaporation, heavy liquid metal coolant, effective vapour pressure, thermodynamic activity coefficient

### REFERENCES

1. Eichler B. Die Flüchtigkeitseigenschaften des Poloniums, PSI-Report Nr. 02-12, June 2002, ISSN 1019-0643.
2. Abakumov A.S., Ershova Z.V. Izmerenie davleniya nasyschennyh parov poloniya [Measurement of the saturated vapor pressure of polonium]. *Sovetskaya radiohimiya*. 1974, no. 6, pp. 396–397.
3. Brooks L.S. The Vapor Pressure of Polonium. *J. Am. Chem. Soc.* vol. 77, p. 3211.

4. Ausl nder J.S., Georgescu I.I. Proceeding of the I-st Int. Conf. Peacefull Using Atomic Energy, Geneva, 1955, vol. 7, p. 389.
5. Beamer W.H., Maxwell C.R. *J. Chem. Phys.* 1946, vol. 14, p.569.
6. Handbook on Lead-Bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Material Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, chapter 5, p. 182. Available at: <http://www.oecd-nea.org/science/re-ports/2007/nea6195-handbook.html>
7. Grigor'ev I.S., Mejlilov E.Z. eds. *Fizicheskie velichiny. Spravochnik* [The physical quantities. Handbook]. Moskow, Energoatomizdat Publ. 1991, 257 p.
8. Feuerstein H., Oshinski J. and Horn S. Behavior of Po-210 in molten Pb-17Li / JNM 191-194 (1992), pp. 288–291.
9. Ohno S., Kurata Y., Miyhara S., Katsura R., Yoshida S. Equilibrium Evaporation Behavior of Polonium and Its Homologue Tellurium in Liquid Lead-Bismuth Eutectic. *Journal of Nuclear Science and Technology.* 2006, vol. 43, no. 11, pp. 1359–1369.
10. Joy E.F. The Vapour Liquid Equilibrium of Dilute Solutions of Polonium in Liquid Bismuth, Report MLM-987, Mound Laboratory, Miamisburg, Ohio, 1963.
11. Buongiorno J., Larson J., Czerwinsky K.R. Speciation of Polonium Released from Molten Lead Bismuth. *Radiochim. Acta.* 2003, vol. 91, pp. 153–158.
12. Neuhausen J., K ster U., Eichler B. Investigation of Evaporation Characteristics of Polonium and its Lighter Homologues Selenium and Tellurium from Liquid Pb-Bi-eutecticum. *Radiochim. Acta.* 2004, vol. 92, pp. 917–923.

### Authors

Gonchar Natal'ya Ivanovna, Senior Researcher, Institute for Nuclear Reactors and Thermophysic, FSUE «SSC RF-IPPE».

E-mail: [nigon@ippe.ru](mailto:nigon@ippe.ru)

Pankratov Dmitrij Vladimirovich, Chief Researcher, Institute for Special Systems, FSUE «SSC RF-IPPE». Dr. Sci. (Engineering), Professor.

## ВЛИЯНИЕ ПРИМЕСЕЙ НАТРИЯ НА АКТИВНОСТЬ В ПЕРВОМ КОНТУРЕ РЕАКТОРОВ ТИПА БН

**К.В. Тыклеева, А.А. Перегудов, С.В. Забродская, В.Н. Кощев, С.Е. Шпакова**

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



Анализируется точность расчетов по различным программам и константам активности продуктов активации примесей висмута, калия и аргона в натрии первого контура реактора большой мощности типа БН. Расчеты проводились с помощью программ MMKKENO, TRIGEX.04, КАСКАД и КАТРИН с использованием современных библиотек файлов оцененных данных в 28- и 299-групповом представлении: российской – РОС-ФОНД, европейских – JEFF311 и TENDL2011, японской – JENDL4.0, а также системы групповых констант БНАБ-93.

Наблюдается большое расхождение в результатах расчетов активности  $Po210$  и  $Bi210m$  при использовании сечений активаций с разными оценками в этих библиотеках. Эта непростая ситуация с константами актуальна, поскольку опыт работ с радиоактивными веществами показывает, что загрязненные открытые поверхности оборудования являются потенциальными источниками внутреннего облучения. Ведущую роль при этом играет ингаляционный путь поступления в результате перехода радиоактивных веществ с загрязненных поверхностей в воздух рабочих помещений. При ремонте оборудования, которое находилось при работе в натрии первого контура, наличие  $Po210$  на поверхности ремонтируемого оборудования может оказывать радиационное воздействие на персонал. Примеси калия и аргона в натрии первого контура образуют газообразные продукты  $Ag41$  и  $Ar39$ , которые поступают в газовую систему реактора и в рабочие помещения. Анализ данных по сечениям для этих изотопов показал отсутствие больших расхождений.

При использовании программ MMKKENO, ТРИГЕКС, КАСКАД и КАТРИН полученные данные по активности радиоактивных изотопов находятся в пределах  $\sim 3 - 11\%$ .

**Ключевые слова:** влияние, примеси, активность, натриевый реактор, точность, расчеты, программы, константы.

### ВВЕДЕНИЕ

В работе рассматриваются примеси натриевого теплоносителя – висмут, калий и аргон, которые вносят вклад в его активность и влияют на радиационную безопасность реакторов типа БН.

При ремонте теплообменников, насосов и другого оборудования, которое находилось при работе в натрии первого контура, наличие на его поверхности альфа-активного  $Po210$ , образующегося из висмута, может оказывать радиационное воздействие на персонал. Активация примесей калия и аргона в натрии первого контура приводит к обра-



зованию газообразных радиоактивных продуктов Ar41 и Ar39, которые при работе реакторной установки БН с герметичными твэлами являются определяющими в части загрязнения газовой системы реактора, рабочих помещений и внешней среды.

Представленная работа выполнялась в логике нескольких подзадач. Первая состояла в определении механизмов образования радиоактивных источников (например, Ar41) и оценке имеющихся современных констант. Вторая задача была расчетно-методической и заключалась в создании расчетных моделей и анализе имеющихся программных средств (двумерных и трехмерных) с различными приближениями (мало- и многогрупповое) для расчета активностей с целью выбора оптимального расчетного инструмента для данного функционала.

### РАСЧЕТ АКТИВНОСТИ ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ ПРИМЕСИ ВИСМУТА В НАТРИИ ПЕРВОГО КОНТУРА

В работе приведены результаты расчетной оценки  $\alpha$ -активности Po210 в натрии первого контура реактора типа БН. Этот изотоп является продуктом активации примеси висмута, растворенного в натрии.

Основные реакции активации и распада висмута, в результате которых образуются указанные  $\alpha$ -активные изотопы, представлены на рис. 1.

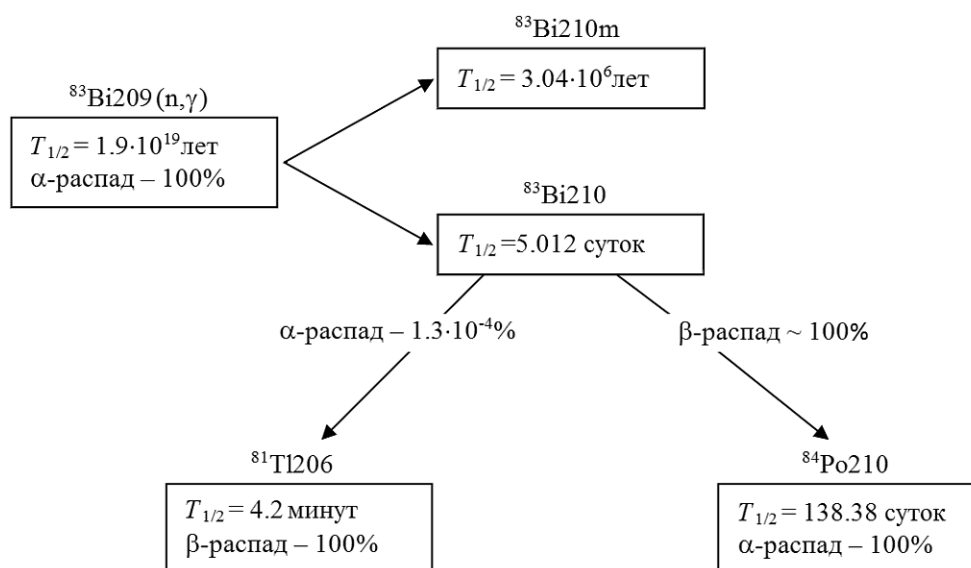


Рис. 1. Основные реакции активации и распада висмута

Альфа-активность Po210 и Bi210 в натрии первого контура после  $n$ -ой кампании рассчитывалась по формуле

$$A = 10^3 \cdot \sum_i \sum_j (\varphi_j^i \cdot \sigma^j) \cdot \rho_j \cdot V_i / V_{1к} \times \exp(-\lambda \tau_s) \cdot [1 - \exp(-\lambda \tau)] \cdot [1 - \exp(-\lambda(\tau + \Delta t)n)] / [1 - \exp(-\lambda(\tau + \Delta t))], \text{ Бк/л}, \quad (1)$$

где  $\sum_j (\varphi_j^i \cdot \sigma^j)$  – интеграл образования Po210, Bi210 или Bi210m в  $i$ -ой расчетной зоне реактора, 1/с;  $\varphi_j^i$  – нейтронный поток  $j$ -ой группы в  $i$ -ой зоне, н/см<sup>2</sup>·с;  $\sigma^j$  – сечение активации Bi209 нейтронами  $j$ -ой группы, которое приводит к образованию Po210, Bi210 или Bi210m, см<sup>2</sup>;  $\rho_j$  – плотность ядер Bi209 в  $i$ -ой расчетной зоне реактора, 1/см<sup>3</sup>;  $\tau_s$  – время после останова реактора, сут;  $V_i$  – объем  $i$ -ой расчетной зоны реактора, см<sup>3</sup>;  $V_{1к}$  – объем натрия первого контура, л;  $\lambda$  – постоянная распада нуклида Po210, Bi210 или Bi210m, 1/с;  $\tau$  – время микрокампании, с

(330 сут = 28 512 000 с);  $\Delta t$  – время между перегрузками, с (35 сут = 3 024 000 с);  $n$  – число микрокампаний.

Плотность растворенных в натрии ядер  $^{209}\text{Bi}$  определялась из выражения

$$\rho_i = (A_{\text{Na}}/A_{\text{Bi}}) \cdot \epsilon_{\text{Bi}} \rho^{\text{Na}}_i, \quad (2)$$

где  $A_{\text{Na}}$ ,  $A_{\text{Bi}}$  – атомные массы натрия и висмута;  $\rho^{\text{Na}}_i$  – плотность ядер натрия в  $i$ -ой расчетной зоне реактора,  $1/\text{см}^3$ ;  $\epsilon_{\text{Bi}}$  – содержание примеси висмута в натрии в весовых долях (величина  $\epsilon_{\text{Bi}}$  принималась равной  $1 \cdot 10^{-5}$  весовых долей в соответствии с нормативным документом).

При расчете  $\alpha$ -активности  $^{210}\text{Bi}$  по формуле (1) конечный результат умножался на величину  $1.32 \cdot 10^{-6}$  (вероятность распада  $^{210}\text{Bi}$  по каналу  $\alpha$ -распада); предполагалось, что  $\alpha$ -активные продукты активации висмута полностью находятся в натрии.

Пространственно-энергетическое распределение нейтронов в активной зоне и защите реактора определялось по двумерной программе КАСКАД [1] и по трехмерным программам КАТРИН [2], ММККЕНО [3], TRIGEX.04 [4] с использованием системы констант CONSYST/ABBV-93 [5].

Для расчета альфа-активности примесей в натрии первого контура использовались 28- и 299- групповые сечения активации  $^{209}\text{Bi}$ , полученные по четырем современным библиотекам файлов оцененных данных: российской – РОСФОНД [6], европейских – JEFF311, TENDL2011 [7] и японской – JENDL4.0 [7], а также находящейся в эксплуатации системы групповых констант БНАБ-93 [8].

В таблице 1 приведены программы и количества нейтронных групп, использованных в расчетах.

Таблица 1

**Расчетные программы**

	Двумерные, S <sub>8</sub> P <sub>5</sub>	Трехмерные		
	КАСКАД	КАТРИН	ММККЕНО	TRIGEX.04
28 групп	+	+	+	+
299 групп	+	-	-	-

**РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ТИПА БН**

Для расчетов по трехмерным кинетическим программам требуется очень много машинного времени. Для его сокращения использовались КАСКАД и TRIGEX по выбору наиболее оптимальной расчетной схемы с учетом точности вычислений функционалов потока.

На рисунках 2, 3 приведены горизонтальный и вертикальный разрезы модели реактора, выбранной для расчета по программе КАТРИН.

Подготовка расчетной модели в  $(x, y, z)$ -геометрии и входных файлов для кода КАТРИН осуществлялась с помощью препроцессора HEX [9] и генератора сеток ВОТ-3Р версии 5.1. [10]. Константное обеспечение расчета (подготовка файла макроконстант в формате ANISN и FMAC-M) описано в инструкции для пользователя [11].

Расчетные модели реактора, использованные в расчетах по TRIGEX и ММККЕНО, охватывают всю область размещения сборок, расположенных внутри обечаек нейтронной подпорки. В осевом направлении моделировалась вся высота сборок (~5 м).

Расчетная модель картограммы сборок в расчетах по двумерной программе КАСКАД состояла из колец одинаковых по составу сборок.

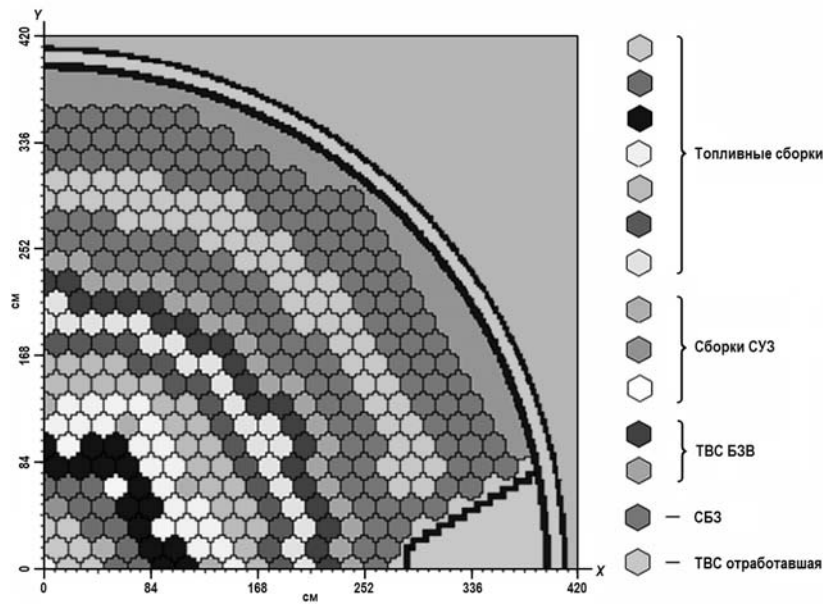


Рис. 2. Горизонтальный разрез расчетной модели

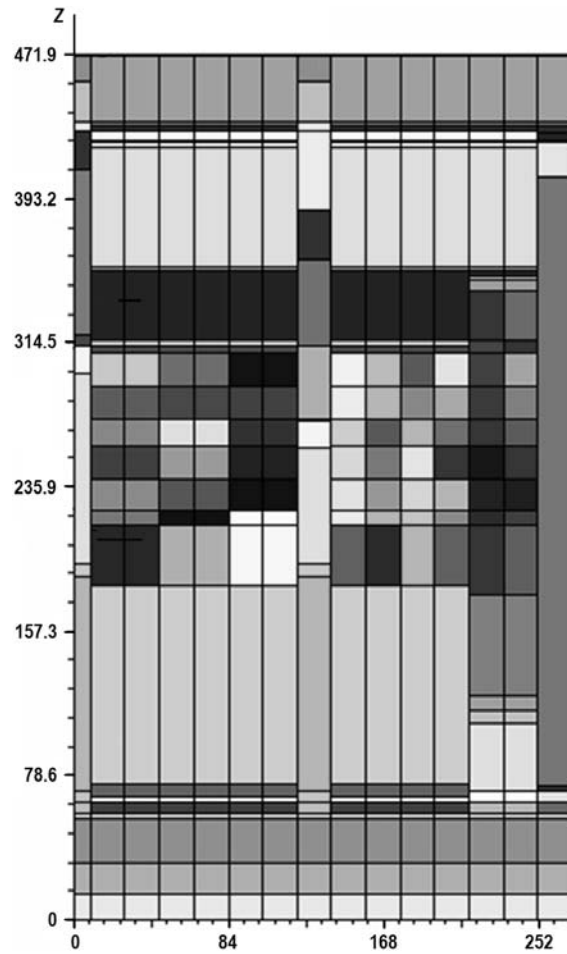


Рис. 3. Вертикальный разрез расчетной модели

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ ПРИМЕСИ ВИСМУТА

В таблице 2 приведены результаты расчетов удельной альфа-активности Po210 в натрии первого контура после одного года работы реактора и нулевой выдержки, которые были получены при использовании разных нейтронных программ и разных систем активационных констант.

Таблица 2

**Величины альфа-активности Po210 в натрии первого контура, Бк/л (время работы реактора один год, время выдержки = 0, содержание Bi в натрии = 10 ppm)**

Программа \ Система кон- стант		БНАБ-93	RF	JEFF311	JENDL 4.0	TENDL2011
КАСКАД	28 групп	9.59E+05	7.55E+05	7.87E+05	4.49E+05	9.90E+05
	299 групп	–	7.69E+05	8.12E+05	4.62E+05	9.59E+05
TRIGEX	28 групп	9.44E+05	7.79E+05	8.30E+05	4.68E+05	9.92E+05
ММККЕНО	28 групп	9.01E+05	7.35E+05	7.76E+05	4.39E+05	9.47E+05
КАТРИН	28 групп	1.02E+06	8.33E+05	8.80E+05	4.97E+05	1.07E+06

Анализ приведенных в табл. 2 результатов оценок удельной альфа-активности Po210, рассчитанных по разным программам, показал следующее:

- величины активности, рассчитанные по приведенным в таблице программам КАСКАД, КАТРИН, TRIGEX и ММККЕНО, различаются между собой в пределах 3 – 11%;
- величина активности, рассчитанная по 299-ти группам, превышает примерно на 2 – 3% значение активности, рассчитанное с использованием 28-ми групп, что говорит о возможности применения малогруппового приближения в таких оценочных расчетах.

Анализ представленных в табл. 2 результатов расчетов удельной альфа-активности Po210 в натрии первого контура, полученных с использованием разных активационных констант, по отношению к константам БНАБ-93 (как базовой) выявил сильный разброс. Максимальное отличие примерно на 53% наблюдается для библиотеки JENDL4.0, которое объясняется наименьшим коэффициентом ветвления в основное состояние Bi210, через которое образуется Po210.

Удельная активность Na22 и Na24 в натрии оценивается приблизительно  $10^7$  и  $10^{11}$  Бк/л. Определяется сначала радиоактивность Na24, а после его распада ( $T_{1/2} \sim 14.6$  часов) вклад Po210 в активность натрия на фоне Na22 в результате составит 10 – 15%.

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА АКТИВНОСТИ ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ ПРИМЕСИ КАЛИЯ И АРГОНА

Помимо расчетов величин активности радиоактивных изотопов, образующихся из примеси висмута в натрии, были проведены расчетные исследования величин активности радиоактивных изотопов Ar41 и Ar 39 в газовой полости реактора. Эти изотопы образуются из примеси калия и аргона в натрии первого контура реактора типа БН и затем выходят в газовую полость.

В расчетах использовались те же нейтронные потоки, что и для анализа примеси висмута. Вычисление значений активности также выполнялось по формуле (1), в которой содержание примеси висмута заменялось на содержание калия и аргона в натрии.

Величины активности радиоактивных изотопов Ar41 и Ar39, образующихся из при-

меси калия и аргона в натрии, приведены в табл. 3 – 5.

Таблица 3

**Активность радиоактивных изотопов. Реакция  $K41(n,p)Ar41$ , Бк/л (время работы реактора – два года, время выдержки = 0, содержание К в натрии = 10 ppm)**

Программа		Система констант		БНАБ-93	RF-2010	JEFF311	JENDL 4.0	TENDL2011	ENDF/B-VII.1
		28 групп	299 групп						
ММККЕНО	28 групп	0.20e+7	0.20e+7	0.20e+7	0.20e+7	0.20e+7	0.20e+7	0.19e+7	0.20e+7
ТРИГЕКС	28 групп	0.19e+7	0.20e+7	0.20e+7	0.20e+7	0.19e+7	0.19e+7	0.18e+7	0.19e+7
КАСКАД	28 групп	0.23e+7	0.23e+7	0.23e+7	0.23e+7	0.23e+7	0.23e+7	0.21e+7	0.23e+7
	299 групп	–	0.22e+7	0.21e+7	0.21e+7	0.20e+7	0.21e+7	0.20e+7	0.21e+7

Таблица 4

**Активность радиоактивных изотопов. Реакция  $K39(n,p)Ar39$ , Бк/л (время работы реактора – два года, время выдержки = 0, содержание К в натрии = 10 ppm)**

Программа		Система констант		БНАБ-93	RF-2010	JEFF311	JENDL 4.0	TENDL2011	ENDF/B-VII.1
		28 групп	299 групп						
ММККЕНО	28 групп	0.81e+7	0.11e+8	0.11e+8	0.11e+8	0.11e+8	0.11e+8	0.11e+8	0.11e+8
ТРИГЕКС	28 групп	0.79e+7	0.11e+8	0.11e+8	0.11e+8	0.11e+8	0.11e+8	0.10e+8	0.11e+8
КАСКАД	28 групп	0.90e+7	0.13e+8	0.13e+8	0.13e+8	0.13e+8	0.13e+8	0.12e+8	0.13e+8
	299 групп	–	0.12e+8	0.12e+8	0.12e+8	0.12e+8	0.11e+8	0.12e+8	0.12e+8

Таблица 5

**Активность радиоактивных изотопов. Реакция  $Ar40(n,\gamma)Ar41$ , Бк/л (время работы реактора – два года, время выдержки = 0, содержание Ar в натрии =  $4 \cdot 10^{-4}$  ppm)**

Программа		Система констант		БНАБ-93	RF-2010	JEFF311	JENDL 4.0	TENDL2011	ENDF/B-VII.1
		28 групп	299 групп						
ММККЕНО	28 групп	0.30e+5	0.21e+5	0.21e+5	0.21e+5	0.21e+5	0.21e+5	0.23e+5	0.21e+5
ТРИГЕКС	28 групп	0.33e+5	0.24e+5	0.24e+5	0.24e+5	0.24e+5	0.24e+5	0.25e+5	0.24e+5
КАСКАД	28 групп	0.35e+5	0.25e+5	0.25e+5	0.25e+5	0.25e+5	0.25e+5	0.26e+5	0.25e+5
	299 групп	–	0.23e+5	0.23e+5	0.23e+5	0.23e+5	0.23e+5	0.24e+5	0.23e+5

Анализ данных (табл. 3 – 5) показывает, что значения сечений в библиотеках RF-2010, JEFF311, JENDL 4.0 и ENDF/B-VII.1 очень хорошо согласованы с указанными в расчетах изотопами. Основными источниками образования  $Ar41$  в РУ БН являются ядерные реакции на примесях калия в натрии –  $K41(n,p)Ar41$ .

## ВРЕМЯ РАСЧЕТА ВАРИАНТОВ ПО РАЗНЫМ ПРОГРАММАМ

Времена расчета одного и того же варианта по разным программам существенно различаются при практически одинаковой точности результатов расчета; среднее расчетное время одного и того же варианта по упомянутым выше программам представлено в табл. 6.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье приведены результаты расчетно-методического исследования задачи определения величины активности в первом контуре реактора типа БН с учетом примесей натрия, т.е. показано влияние и их важность в вопросах безопасной эксплуатации реактора БН большой мощности. Задача решалась последовательно по следующим этапам:

**Расчетное время**

Программа	Число групп	Расчетное время
КАТРИН	28 групп	56 ч
ММККЕНО	28 групп	~3 сут
ТРИГЕКС	28 групп	8 – 10 мин
КАСКАД	28 групп	3 ч
	299 групп	3 сут

1) анализ физических процессов и современного константного обеспечения; 2) моделирование; 3) расчет по различным программам.

В итоге были получены следующие результаты.

1. При анализе константного обеспечения выявлен значительный разброс в сечении  $^{83}\text{Bi}209(n,\gamma)$  по разным оценкам в библиотеках БНАБ-93, RF-2010, JEFF311, JENDL 4.0 ENDF/B-VII.1, TENDL2011, поэтому необходимо продолжить работу оценщикам для снятия разногласий, поскольку это существенно влияет на оценку активности  $\text{Po}210$  и  $\text{Bi}210m$ . Ситуация с данными по нейтронным сечениям для  $\text{K}$  и  $\text{Ar}$  не вызывает беспокойства, так как оценки довольно близкие.

2. Результаты расчетов величин активности  $\text{Ar}41$ ,  $\text{Po}210$ ,  $\text{Bi}210m$ , образующихся из примесей калия и висмута в натрии первого контура реактора типа БН, с привлечением программ и приближений показывают

– отличия результатов расчетов активности, полученных по 28- и 299-групповым активационным константам, находятся в диапазоне  $\pm 2-4\%$ , что говорит о возможности проведения оценочных расчетов в малогрупповом приближении;

– полученные данные по активности радиоактивных изотопов хорошо согласуются друг с другом при использовании разных программ; отличия составляют около 3 – 11% для КАСКАД, КАТРИН, ММККЕНО и ТРИГЕКС.

Это означает, что для предварительных расчетов можно использовать 28-групповое приближение по константам и двумерные программы с учетом того, что эти результаты можно уточнить с полученными поправками при переходе на более детальные расчеты.

**Литература**

1. Волощенко А.М., Швецов А.В. КАСКАД-1.5 – программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения в двумерных геометриях. / Сб. тезисов докладов VII Российской научной конференции «Защита от ионизирующих излучений ядерно-технических установок». – Обнинск, 22 – 25 сентября 1998 г.
2. КАТРИН-2.5 – программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения методом дискретных ординат в трехмерной геометрии: Отчет о НИР. / ИПМ им. М.В. Келдыша РАН: Руководитель А.М. Волощенко. – Инв. № 7-27-2004. – М., 2004, обновлен 2009. – Отв. исполн. А.М. Волощенко.
3. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н. и др. Программный комплекс CONSYST//ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в  $P_n$ -приближении: Препринт ФЭИ – 2887, Обнинск, 2001.
4. Серегин А.С., Кислицина Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: Препринт ФЭИ – 2846, Обнинск, 2000.
5. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения: Препринт ФЭИ-2828, Обнинск, 2000.
6. Забродская С.В. и др. РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных нейт-

ронных данных. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. – 2007. – Вып. 1-2.

7. Интернет-ресурс: [www.nndc.bnl.gov/exfor/endl00.jsp](http://www.nndc.bnl.gov/exfor/endl00.jsp)

8. Николаев М.Н., Кощев В.Н., Забродская С.В. и др. Библиотека сечений нейтронных реакций в системе константного обеспечения БНАБ-93. // ВАНТ. Сер. Ядерные константы. – №2. – 1999.

9. Разработка версии взаимосогласованной системы кодов расчета защиты РУ БН на базе кодов DORT-TORT, КАСКАД и КАТРИН с разработкой сервисных программ: Аннотационный отчет. / ГНЦ РФ-ФЭИ: – Инв. №29-17/490. – Обнинск. – 2007.

10. Orsi R. BOT3P Version 5.1: A Pre/Post-Processor System for Transport Analysis, ENEA report FIS-P9H6-014, Italy, 2006.

11. Волощенко А.М., Гуков С.В., Швецов А.В. ARVES-2.5 – комплекс программ, обслуживающих файл макроконстант в формате FMAS-M, для решения многогруппового уравнения переноса. Инструкция для пользователя. Отчет ИПМ им. М.В. Келдыша РАН. – Инв. № 7-24-004. – М. – 2004.

Поступила в редакцию 21.12.2013 г.

### Авторы

Тыклеева Кристина Владимировна, инженер,

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

E-mail: [ktikleeva@ippe.ru](mailto:ktikleeva@ippe.ru)

Перегудов Антон Александрович, младший научный сотрудник,

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

Забродская Светлана Васильевна, начальник лаборатории,

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат физ.-мат. наук.

Кощев Владимир Николаевич, ведущий научный сотрудник,

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат физ.-мат. наук.

Шпакова Светлана Евгеньевна, инженер,

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

## THE INFLUENCE OF IMPURITIES OF THE FIRST LOOP ON THE ACTIVITY OF SODIUM IN BN REACTORS

Tikleeva K.V., Peregudov A.A., Zabrodskaja S.V., Koscheev V.N., Shpakova S.E.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

The purpose of this work was to analyze accuracy of calculations on various programs and activity constants for activation products of bismuth, potassium and argon impurities in the primary circuit sodium coolant of a high power BN-type reactor.

Calculations were made on the basis of the codes MMKKENO, TRIGEX. 04, КАСКАД (KASKAD) and КАТРИН (KATRIN), using modern files libraries of evaluated data in 28 and 299 group representations: JEFF311, TENDL2011, JENDL4. 0 and RUSFOND and also the group constants systems БНАБ-93 (ABBN-93).

While calculating  $Po^{210}$  and  $Bi^{210m}$ , the calculation results show great difference in case activation cross-sections have different estimations according to the libraries data. This situation with constants is urgent because the current experience of dealing with radioactive substances shows that polluted open surfaces of equipment are potential sources of internal exposure. The leading role belongs to inhalation exposure as a result of radioactive substances transition from polluted surfaces in the air of workrooms. Repairing heat exchangers, pumps and other equipment, which were in operation in the primary circuit sodium, the presence of  $Po^{210}$  on the surface can cause radiation exposure of personnel.

Potassium and argon in the primary circuit sodium form gas-products Ar41 and Ar39, which enter the reactor gas reactor system and workrooms. Data analysis of cross-section for these isotopes showed that there is no great discrepancy between the results.

The results obtained on activity of radioactive isotopes mentioned above with different programs MMKKENO, TRIGEX, КАСКАД and КАТРИН are within ~ 3–11%.

**Key words:** influence, impurity, activity, sodium reactor, accuracy, calculations, programs, constant data.

### REFERENCES

1. Voloshchenko A.M., Shvecov A.V. KASKAD-1.5 – программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения в двумерных геометриях. Сbornik tezisov dokladov VII Rossijskoj nauchnoj konferencii «Zashchita ot ioniziruyushchih izluchenij yaderno-tehnicheskikh ustanovok» [KASKAD-1.5 – The program for the neutron transport equation, photons and charged radiation in two-dimensional geometries. Proceedings of the VII Russian Conference on Protection from Ionizing Radiation From Nuclear Facilities] – Obninsk, Sept.22–25, 1998. (in Russian)
2. KATRIN-2.5 – программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения методом дискретных ординат в трехмерной геометрии: Отчет о НИР / ИРМ им. М.В. Келдыша РАН: Рукводитель' Voloshchenko A.M. – Inv. № 7-27-2004. – М., 2004, обновлен 2009. – Ответственный исполнитель' Voloshchenko A.M. [KATRIN-2.5 code to solve multigroup transport equations for neutrons, photons and charged particles by discrete ordinate method in 3D geometries: Research Project Report. Keldysh Institute of Applied Mathematics (Russian Academy of Sciences), no. 7-27-2004. Moscow, 2004, updated 2009]. (in Russian)



3. Blyskavka A.A., Manturov G.N., Nikolaev M.N. e.a. Programmnyj kompleks CONSYST/MMKKENO dlya rascheta yadernyh reaktorov metodom Monte-Karlo v mnogogruppovom priblizhenii s indikatrixami rasseyaniya v Rn-priblizhenii. Preprint SSC RF-IPPE – 2887. [CONSYST/MMKKENO software package for calculating nuclear reactors by Monte-Carlo method in a multi-group approximation with scattering indicatrices in P<sub>n</sub>- approximation: IPPE Preprint-2887] – Obninsk, 2001. (in Russian)
4. Seregin A.S., Kislicina T.S., Tsibulya A.M. Annotaciya kompleksa programm TRIGEX.04: Preprint SSC RF-IPPE – 2846. [Description of the TRIGEX.04 code package: IPPE Preprint-2846] Obninsk, 2000. (in Russian)
5. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Programma podgotovki konstant CONSYST. Opisaniye primeneniya: Preprint SSC RF-IPPE-2828. [CONSYST code for neutron constants preparation. Scope statement: IPPE Preprint -2828] Obninsk, 2000. (in Russian)
6. Zabrodskaya S.V. e.a. ROSFOND – rossijskaya nacional'naya biblioteka ocenyonnyh nejtronnyh dannyh. [ROSFOND Russian Evaluated Neutron Data Library.]. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Ser. Yadernye konstanty*. 2007, iss. 1-2.
7. Available at: <http://www.nndc.bnl.gov/exfor/endl00.jsp>
8. Nikolaev M.N., Koscheev V.N., Zabrodskaya S.V. e.a. Biblioteka sechenij nejtronnyh reakcij v sisteme konstantnogo obespecheniya BNAB-93. [Neutron reaction cross-section library in the BNAB-93 constant system.] *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Ser.: Yadernye konstanty*. 1999, iss. 2.
9. Razrabotka versii vzaimosoglasovannoj sistemy kodov rascheta zashchity RU BN na baze kodov DORT-TORT, KASKAD i KATRIN s razrabotkoj servisnyh programm: Annotacionnyj otchet. [Development of a mutually consistent code system for calculation fast neutron reactor protection based on the DORT-TORT, KASKAD and KATRIN codes: Executive Summary]. SSC RF-IPPE, no. 29-17/490. Obninsk, 2007. (in Russian)
10. Orsi R. BOT3P Version 5.1: A Pre/Post-Processor System for Transport Analysis, ENEA report FIS-P9H6-014, Italy, 2006
11. Voloshchenko A.M., Gukov S.V., Shvecov A.V. ARVES-2.5 – kompleks programm, obsluzhivayushchih fajl makrokonstant v formate FMAC-M, dlya resheniya mnogogruppovogo uravneniya perenosa. Instrukciya dlya pol'zovatelya. Otchet IPM im. M.V. Keldysha RAN. [ARVES-2.5 software package maintaining the microconstant file in the FMAC-M format to solve the multi-group transport equation. User manual. Keldysh Institute of Applied Mathematics (Russian Academy of Sciences)]. no.7-24-004. Moscow, 2004. (in Russian)

## Authors

Tikleeva Kristina Vladimirovna, Engineer, FSUE «SSC RF-IPPE».

E-mail: [ktikleeva@ippe.ru](mailto:ktikleeva@ippe.ru)

Peregudov Anton Aleksandrovich, Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE».

Zabrodskaya Svetlana Vasil'evna, Head of Laboratory, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Phys.-Math.).

Koscheev Vladimir Nikolaevich, Leading Researcher, FSUE «SSC RF-IPPE», Cand. Sci. (Phys.-Math.).

Shpakova Svetlana Evgen'evna, Engineer, FSUE «SSC RF-IPPE».

## ОТ РЕДАКЦИОННОЙ КОЛЛЕГИИ

Уважаемые авторы.

С 2014 г. изменились правила по оформлению статей, присылаемых для публикации в журнал «Известия вузов. Ядерная энергетика». Это связано с предполагаемым включением журнала в Scopus – коммерческую библиографическую и реферативную базу данных и инструмент для отслеживания цитируемости статей, опубликованных в научных изданиях. В связи с этим появились два обязательных новых требования для авторов.

1. Статью необходимо сопроводить рефератом на хорошем английском языке. Желательный объем реферата от 0,3 до 0,7 журнальной страницы. Реферат следует структурировать. Например, рекомендуется сформулировать цель работы; затем описать процесс ее выполнения (использование новых приборов, программных продуктов, методологий и т.п.); обсудить итоговые результаты и сделать выводы (показать значимость и новизну полученных результатов). В редколлегию необходимо предать исходный вариант реферата на русском языке, поскольку перевод текста на английский будут редактировать профессионалы.

2. Представить «References» – пристатейный список литературы в романском алфавите (латинице), пригодный для зарубежных поисковых систем, оценивающих уровень цитируемости работ отечественных авторов.

С практическими рекомендациями по оформлению статей просьба ознакомиться на сайте журнала перед отправкой материала в редакцию. Статьи, не удовлетворяющие требованиям редакции, к рецензированию и дальнейшему рассмотрению приниматься не будут.

Главный редактор Казанский Ю.А.

---

## ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ О ЖУРНАЛЕ

Журнал «Известия вузов. Ядерная энергетика» публикует материалы по следующим направлениям:

- актуальные проблемы ядерной энергетики;
- атомные электростанции;
- безопасность, надежность и диагностика ядерных энергетических установок;
- вывод из эксплуатации объектов ядерной энергетики;
- история науки;
- материалы в ядерной энергетике;
- моделирование процессов в объектах ядерной энергетики;
- применение ядерных методов и средств;
- подготовка кадров;
- теплофизика и теплогидравлика;
- топливный цикл и радиоактивные отходы;
- физика и техника реакторов;
- экология энергетики;
- физика в ядерной энергетике.

Статьи по тематике «актуальные проблемы ядерной энергетики» (до одного авторского листа – 16 страниц формата А4) пишутся авторитетными специалистами по заказу редакционной коллегии. Статьи по всем остальным направлениям (до  $\frac{5}{8}$  авторского листа), письма в редакцию (до  $\frac{1}{4}$  авторского листа), юбилейные и памятные персоналии (до  $\frac{1}{10}$  авторского листа) принимаются от студентов, аспирантов и научно-технических работников атомной отрасли. В указанные объемы входят рисунки, таблицы и ссылки на литературные источники и электронные ресурсы. (Объемы статей могут быть увеличены в случае выхода специальных выпусков журнала по заказу предприятий, оплачивающих издательские расходы.)

Статьи должны быть оригинальными, представлять интерес своей новизной, обладать научной и практической значимостью, содержать четкую постановку целей и задач исследования, строгую научную аргументацию, обобщения и выводы. К рассмотрению принимаются только те материалы, которые нигде не публиковались.

Рукописи статей направляются в редакцию по рекомендациям кафедр вузов или НТС отделов и должны сопровождаться экспертными заключениями о возможности опубликования, а также лицензионными договорами и актами приема-передачи для каждого автора (бланки лицензионного договора и акта приема-передачи размещены по адресу <http://journal.iate.obninsk.ru/node/7>).

Поступившие в редакцию статьи проходят экспертизу членов редколлегии на соответствие тематике журнала и направляются на внешнее рецензирование независимым рецензентам.

Решением редакционной коллегии статья может быть отклонена, если она не удовлетворяет перечисленным выше условиям.

\* \* \* \* \*

## **ПРАВИЛА ОФОРМЛЕНИЯ СТАТЕЙ**

При подготовке статьи в журнал авторы должны руководствоваться стандартом «Оригиналы авторские и текстовые издательские» (ОСТ 29.115—88). К авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования.

**1.** Экземпляр статьи должен быть отпечатан на листах формата А4 шрифтом «Times New Roman» 12 пунктов (пт) через полтора интервала (печать односторонняя). Статья должна иметь следующую структуру:

- **индекс УДК;**
- **заглавие** (без аббревиатур, не более 15-ти слов);
- **инициалы и фамилии авторов;**
- **место работы каждого автора** с почтовым адресом;
- **реферат** (150 – 300 слов);
- **ключевые слова** (10 – 12 слов);
- **текст статьи** (без рисунков и таблиц);
- **пристатейный список литературы** (до 18-ти источников) – вариант «Литература» (русскоязычные источники и источники на иностранных языках);
- **информация об авторах статьи:** фамилия, имя и отчество (полностью), должность, телефон (для контакта с редакцией), E-mail;
- **таблицы;**
- **рисунки** с подрисуночными подписями.

- **индекс УДК**;
- **заглавие** (на английском языке);
- **фамилии и инициалы авторов** (на английском языке);
- **место работы каждого автора** с почтовым адресом (на английском языке);
- **реферат** (150 – 300 слов на английском языке);
- **ключевые слова** (на английском языке, соответствующие русскоязычному набору);
- **пристатейный список литературы** – вариант «References» на латинице (те же пункты из списка «Литература», но с транслитерацией фамилий и слов, записанных по-русски, и с переводом на английский неанглоязычных названий источников);
- **информация об авторах статьи** (на английском языке): фамилия, имя и отчество (полностью), должность, E-mail;

**2.** Статья должна также представляться в электронном виде файлом, подготовленном в текстовом процессоре MS Word в режиме разметки страницы. Файл следует сохранять с расширением \*.doc (или \*.rtf) без макросов. Имя файла должно начинаться фамилией первого автора на латинице (например, Romanov.doc или Romanov.rtf). Основной текст набирается шрифтом «Times New Roman» (12 пт) через полтора интервала. Ширины всех полей страницы – 20 мм. Для содержимого таблиц и подрисуночных подписей может использоваться шрифт «Arial Narrow» (9 пт) с одинарным межстрочным интервалом и с интервалами до и после абзаца по три пункта. Все таблицы нумеруются, каждая таблица должна иметь заголовок. Сокращения (кроме общепринятых) в ячейках таблицы не допускаются.

Каждый рисунок и каждая таблица должны представляться отдельным файлом (например, VolkovRis1.jpg, GaninaTab1.doc и т. д.). Подписи в рисунках и заголовки полей таблицы представляются на русском языке. Файлы рисунков выполняются в графических редакторах *Paint*, *PhotoShop*, *CorelDraw* и т.п. в черно-белом цвете с градациями серого (фотографии – в формате *tif*, *dpi*-300).

При формировании таблиц и рисунков необходимо учитывать максимальные габариты поля журнального листа: ширина – 135 мм, высота – 215 мм.

На рисунках допускается минимальное количество обозначений – краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения на русском языке. Пояснения к рисункам выносятся в подрисуночные подписи с начальными обозначениями «Рис. N.», где N – порядковый номер по ходу упоминания в тексте. При наличии нескольких различных графиков на одном рисунке каждый из них обозначается буквами кириллицы а), б), в) и т.д. и расшифровывается в подрисуночной подписи; развернутое пояснение к рисунку выносится в текст статьи.

**3.** Текст статьи должен быть кратким и четким без общих рассуждений и известных истин. Не рекомендуется дублирование материала в тексте, таблицах и подрисуночных подписях. В написании терминов, наименований физических величин, единиц измерения, сокращений, условных обозначений и символов должно соблюдаться единообразие. Наименования и обозначения физических величин необходимо приводить в системе СИ.

**4.** Буквы латиницы набираются курсивом (*a*, *b*, *c*). Греческие буквы ( $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ ), буквы кириллицы (**А**, **Б**, **В**), цифры и скобки – прямым шрифтом. Математические символы **lim**, **lg**, **ln**, **arg**, **const**, **min**, **max** и т.п., а также названия химических элементов набираются прямым шрифтом. Между цифровым значением величины и ее размерностью рекомендуется ставить неразрывный пробел (клавиши Shift+Ctrl+Пробел). Для всего текста статьи использовать команду «расстановка переносов». Для форма-

тирования теста пробелы не использовать. Различать дефис, знак «минус» и тире.

Те же требования к начертанию символов должны соблюдаться при написании индексов в формулах. Обозначения векторов и матриц набираются прямым жирным шрифтом. Формулы, включенные в текстовые строки, набирают без увеличения межстрочного интервала, например,  $\exp(-\lambda t)$ ,  $\pi/2$ .

Буквенные обозначения величин в формулах должны быть сразу расшифрованы. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках. Подстрочные и надстрочные индексы вводятся с клавиатуры ( $A_1$ ,  $m^3$  и т.д.). Если формулу невозможно полностью набрать на клавиатуре, то используют редакторы Equation 3.0 или MathType. Греческие буквы вставляются через Меню *Вставка* → *символ*. Ширина формулы вместе с ее номером не должна превышать 135 мм. Переносы в громоздких формулах следует делать на знаках «+», «-», «=».

**5.** Рефераты на русском и английском языках должны быть информативными (без общих слов), содержательными (отражать основное содержание статьи и результаты исследований), структурированными (следовать логике описания результатов в статье). Англоязычный вариант должен быть написан на доброкачественном английском языке. При переводе заглавия статьи на английский язык особое внимание следует обратить на необходимость использования англоязычной специальной терминологии для понимания текста зарубежными специалистами. В английском тексте должен использоваться активный, а не пассивный залог.

**6.** Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. Пристатейный список составляется в той же последовательности, в которой приводились ссылки.

Пристатейный список литературы (вариант «Литература») оформляется в соответствии с Государственным стандартом «Библиографическая ссылка» (ГОСТ Р 7.05–2008). В частности, необходимо указать

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы авторов (курсив), название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы (первая и последняя);

б) для книг – фамилии и инициалы авторов (курсив), полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания;

в) для авторефератов диссертаций – фамилия и инициалы автора (курсив), название автореферата диссертации, на соискание какой ученой степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов – фамилии и инициалы авторов (курсив), название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы авторов (курсив), название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчетов – фамилии и инициалы авторов (курсив), название отчета, инвентарный номер, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных ресурсов – полный электронный адрес (включая дату обращения к источнику), позволяющий обратиться к публикации.

**7.** Мировые базы данных реферативной и аналитической информации о научных исследованиях (Web of Science, Scopus и др.) требуют от русскоязычных журналов представления пристатейного библиографического списка в романском алфавите (латинице) – «References». Правильное представление используемых источников в пристатейном библиографическом списке дает возможность качественной оценки публикационной деятельности русскоязычных авторов и организации, в которой они работают.

Следует учитывать, что ГОСТ Р7.0.5—2008 «Библиографическая ссылка», которым руководствуются авторы публикаций на русском языке для составления пристатейного библиографического списка, не применим для создания «References» на латинице, т.к. в зарубежных стандартах на библиографические записи не предусматривается использование разделительных знаков (знаки «//» и «-»).

**ВНИМАНИЕ!** Если в русскоязычном библиографическом описании перечислены не все авторы (написано «и др.»), то в References обязательно нужно указать всех авторов.

**8.** Для варианта «References» названия работ на языках, не использующих латинский алфавит, должны быть переведены на английский, названия русскоязычных журналов должны транслитерироваться (кроме имеющих официальное английское название), в конце ссылки указывается по-английски язык оригинала (например, «(in Russian)»); на статьи из российских журналов, имеющих переводную версию, лучше давать ссылку на переводную версию статьи; русские названия монографий, сборников статей и материалов конференций транслитерируются с последующим переводом на английский язык в квадратных скобках; названия издательств также транслитерируются. На сайте <http://www.translit.ru/> можно бесплатно воспользоваться программой транслитерации русского текста в нескольких вариантах. Один из возможных вариантов транслитерации, который используется в журнале, приводится в табл. 1.

Таблица 1

**Версия транслитерации для символов кириллицы**

А	Б	В	Г	Д	Е	Ё	Ж	З	И	Й	К	Л	М	Н	О	П
<i>a</i>	<i>b</i>	<i>v</i>	<i>g</i>	<i>d</i>	<i>e</i>	<i>yo</i>	<i>zh</i>	<i>z</i>	<i>i</i>	<i>j</i>	<i>k</i>	<i>l</i>	<i>m</i>	<i>n</i>	<i>o</i>	<i>p</i>
Р	С	Т	У	Ф	Х	Ц	Ч	Ш	Щ	Ъ	Ы	Ь	Э	Ю	Я	
<i>r</i>	<i>s</i>	<i>t</i>	<i>u</i>	<i>f</i>	<i>h</i>	<i>c,ts</i>	<i>ch</i>	<i>sh</i>	<i>sch</i>	<i>'</i>	<i>y</i>	<i>"</i>	<i>e</i>	<i>yu</i>	<i>ya</i>	

С методическими рекомендациями по подготовке и оформлению различных элементов пристатейных списков литературы для варианта «References» можно ознакомиться на сайте Elsevier:

<http://www.elsevierscience.ru/files/add-journal-to-scopus.pdf>

Примеры практического формирования пристатейных списков в References будут размещены на сайте журнала в мае с.г.