

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

Издаётся с 1993 г.

N3 2015 г.

**СОДЕРЖАНИЕ**

**АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

*Ф.А. Козлов, А.П. Сорокин, М.А. Коновалов*

Системы очистки натрия АЭС с реакторами на быстрых нейтронах (ретроспективно-перспективный взгляд) .....	5
---	---

**АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ**

*О.В. Марченко, С.В. Соломин*

Исследование влияния экологических ограничений на конкурентоспособность атомных электростанций .....	20
---	----

**БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ**

*Ю.И. Чернухин, А.А. Юдов, С.И. Стрельцов*

Гетерогенный сцинтилляционный детектор быстрых нейtronов с высокой дискриминацией гамма-фона .....	31
---	----

*В.А. Хрячков, Б.В. Журавлёв, В.А. Талалаев*

Фотометрия ионизирующих излучений .....	40
---	----

**МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

*Е.А. Кинёв, В.С. Шихалёв, А.В. Барыбин*

Внутритвёрдьная коррозия сталей ЭК-164 и ЧС-68 быстрого энергетического реактора на основе диоксида урана .....	49
--	----

**МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

*В.П. Березнев*

Нодальный $S_N$ -метод в HEX-Z-геометрии .....	56
--	----

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

*С.М. Дмитриев, С.С. Бородин, А.В. Варенцов, М.А. Легчанов, В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов*

- Экспериментальные исследования локальной гидродинамики теплоносителя в ТВС-Квадрат реактора PWR при постановке перемешивающих дистанционирующих решеток с различными типами дефлекторов ..... 63

*Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, Ю.Д. Левченко, Ю.С. Юрьев*

- Экспериментальное обоснование выбора имитатора рабочего канала гидродинамической модели реактора ..... 73

*Р.Р. Хафизов, В.М. Поплавский, В.И. Рачков, А.П. Сорокин, А.А. Труфанов, Ю.М. Ашурко, А.В. Волков, Е.Ф. Иванов, В.В. Привезенцев*

- Экспериментальные исследования теплообмена при кипении натрия в модели ТВС в обоснование безопасности перспективного реактора на быстрых нейтронах ..... 85

*В.Г. Крапивцев, П.В. Марков, В.И. Солонин*

- Течение и теплоперенос в пучках стержневых твэлов водоохлаждаемых реакторов с модифицированными сотовыми дистанционирующими решетками ..... 97

*С.М. Дмитриев, Д.В. Доронков, Е.Н. Полозкова, А.Н. Пронин, В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов*

- Экспериментальные исследования гидродинамических характеристик потока теплоносителя в смешанной активной зоне реактора ВВЭР-1000 АЭС «Темелин» ..... 106

## ФИЗИКА В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

*А.Г. Юферов, В.А. Линник, М.А. Николаев*

- Параметрический анализ космических ядерных энергетических установок в термодинамических проектных переменных ..... 115

## ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

*И.В. Шаманин, С.В. Беденко, Ю.Б. Чертов, И.М. Губайдулин*

- Газоохлаждаемый ядерный реактор с ториевым топливом на основе топливного блока унифицированной конструкции ..... 124

*Д.С. Самохин, Г.Л. Хорасанов, И.В. Тормышев, Е.А. Земсков, А.Л. Гостев, А.М. Терехова, С.А. Кузьмичев*

- Быстрый свинцовый реактор малой мощности для учебных целей ..... 135

## ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*А.В. Клименко*

- Вырожденные задачи оптимизации экономики и энергетики ..... 144

## CONTENTS

### CURRENT ISSUES IN NUCLEAR ENERGY

*Kozlov F.A., Sorokin A.P., Konovalov M.A.*

- Sodium purification systems for NPP with fast reactors  
(retrospective and perspective views) ..... 5 (18)

### NUCLEAR POWER PLANTS

*Marchenko O.V., Solomin S.V.*

- Investigation of ecological constraints influence on competitiveness  
of nuclear power plants ..... 20 (29)

### GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

*Chernukhin Yu.I., Yudov A.A., Streletsov S.I.*

- Fast neutron heterogeneous scintillation detector with high discrimination  
of gamma background ..... 31 (38)

*Khryachkov V.A., Zhuravlev B.V., Talalaev V.A.*

- Photometry of ionizing radiations ..... 40 (48)

### NUCLEAR MATERIALS

*Kinyov E.A., Shikhalyov V.S., Barybin A.V.*

- Inner fuel element corrosion of steels CHS68 and EK164 at fast power reactor  
on basis of uranium dioxide ..... 49 (54)

### MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

*Bereznev V.P.*

- Nodal  $S_N$ -method for HEX-Z-geometry ..... 56 (61)

### THERMAL PHYSICS AND THERMAL HYDRAULICS

*Dmitriev S.M., Borodin S.S., Varentsov A.V., Legchanov M.A., Sorokin V.D., Khrobostov A.E.*

- Experimental researches of local hydrodynamics of coolant in PWR FA-Kvadrat  
using different mixing grids ..... 63 (70)

*Avdeev E.F., Chusov I.A., Levchenko Yu.D., Yur'ev Yu.S.*

- Experimental justification of choice operating channel imitator  
for hydrodynamic reactor model ..... 73 (83)

*Khafizov R.R., Poplavsky V.M., Rachkov V.I., Sorokin A.P., Ashurko Yu.M., Volkov A.V.,  
Ivanov E.F., Privezentsev V.V.*

- Experimental investigation of sodium boiling heat exchange in fuel subassembly  
mockup for perspective fast reactor safety justification ..... 85 (94)

*Krapivtsev V.G., Markov P.V., Solonin V.I.*

- Fluid flow and heat transfer in fuel rods assembly with modified spacer grids ..... 97 (104)

*Dmitriev S.M., Doronkov D.V., Polozkova E.N., Pronin A.N., Sorokin V.D., Khrabostov A.E.*

- Researches of hydrodynamic characteristics of coolant in VVER-1000 reactor  
mixed core of atomic power station «Temelin» ..... 106 (113)

## PHYSICS IN NUCLEAR POWER ENGINEERING

*Yuferov A.G., Linnik V.A., Nikolaev M.A.*

- Parametric analysis of space nuclear power plants  
in thermodynamic design variables ..... 115 (122)

## PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

*Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Yu.B., Gubaydulin I.M.*

- Gas-cooled thorium reactor with fuel block of the unified design ..... 124 (133)

*Samokhin D.S., Khorasanov G.L., Tormyshev I.V., Zemskov E.A., Gostev A.L.,  
Terekhova A.M., Kuz'michyov S.A.*

- Small power lead fast reactor for purposes of education ..... 135 (142)

## ECONOMICS OF NUCLEAR POWER

*Klimenko A.V.*

- Degenerate optimization problems of economy and power ..... 144 (153)

# СИСТЕМЫ ОЧИСТКИ НАТРИЯ АЭС С РЕАКТОРАМИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ (РЕТРОСПЕКТИВНО- ПЕРСПЕКТИВНЫЙ ВЗГЛЯД)

Ф.А. Козлов\*, А.П. Сорокин\*, М.А. Коновалов\*, \*\*

\* АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

пл. Бондаренко, 1, г. Обнинск, Калужская обл., 249033

\*\*НИЯУ МИФИ, Каширское шоссе, 31, г. Москва, 115409



Системы очистки теплоносителя – это неотъемлемые элементы любой реакторной установки. В сегодняшнем реакторостроении возникает ряд новых задач, одной из которых является повышение производительности и емкости этих систем. Ретроспективный анализ систем очистки в реакторах от БР-5 до БН-1200, таких как холодные ловушки и сорбенты для очистки от цезия, обеспечившие успешную эксплуатацию ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, горячие ловушки, имеющие перспективу использования для очистки натрия от кислорода на АЭС, показал, что возможности повышения характеристик этих систем существуют. На основании результатов исследований рекомендованы основные направления работы по улучшению характеристик систем очистки перспективных АЭС с натриевым теплоносителем. Холодная ловушка должна быть обязательным элементом системы очистки первого контура реакторной установки, встроенной в бак реактора. Горячие ловушки могут обеспечить очистку натриевого теплоносителя в первом контуре от кислорода при работе АЭС как на номинальном режиме, так и в стояночных режимах при подогреве в них теплоносителя. Оптимальные решения по очистке от радиоактивных примесей и нерадиоактивных продуктов коррозии применительно к быстрым реакторам с натриевым теплоносителем требуют целенаправленных НИОКР.

**Ключевые слова:** система очистки, холодная ловушка, горячая ловушка, фильтр, примеси, кислород, водород, продукты коррозии, диффузия, тепломассообмен, нагреватель.

## ВВЕДЕНИЕ

Системы очистки (СО) теплоносителя являются необходимым элементом любой реакторной установки (РУ). Состав СО определяется величиной источников и стоков примесей во всех возможных режимах эксплуатации ЯЭУ и требованиями по допустимым концентрациям примесей. СО в АЭС с натриевым теплоносителем должна

– иметь производительность, обеспечивающую требуемую чистоту теплоносите-

© Ф.А. Козлов, А.П. Сорокин, М.А. Коновалов, 2015

ля в различных режимах эксплуатации (номинальный режим и режим перегрузки топлива, ППР, аварийные загрязнения) за время, заданное техническим заданием на установку;

- иметь необходимую емкость по примесям, минимизирующую число замен элементов СО;
- не оказывать негативного влияния на экономические показатели АЭС.

Ретроспективный анализ СО (в РУ от БР-5 до БН-1200) показывает, что при создании РУ на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем с хронологической и научно-технической точек зрения можно выделить три основных этапа: первый – 1956 – 1959 гг. (БР-5); второй – 1960 – 1980 гг. (БОР-60, БН-350, БН-600) и третий – с начала третьего тысячелетия по настоящее время (БН-1200).

### ХОЛОДНЫЕ ЛОВУШКИ

На первом этапе решались практические вопросы проектирования, монтажа и эксплуатации БР-5 и ЯЭУ для космических аппаратов [1]. В результате анализа возможных методов очистки для дальнейших НИОКР было выбрано два: холодные ловушки для АЭС, горячие ловушки для ЯЭУ космических аппаратов.

Что касается источников примесей, то на первом этапе кислороду воздуха, загрязняющему натриевые системы в результате монтажных, ремонтных и прочих работ, было уделено основное внимание. Сегодня на этапе разработки АЭС БН-1200 с учетом почти столетнего (только в нашей стране) опыта эксплуатации АЭС с натриевым теплоносителем помимо кислорода анализируются водород, углерод, продукты коррозии, продукты деления, например, цезий и тритий, и даже само топливо (при разгерметизации твэлов).

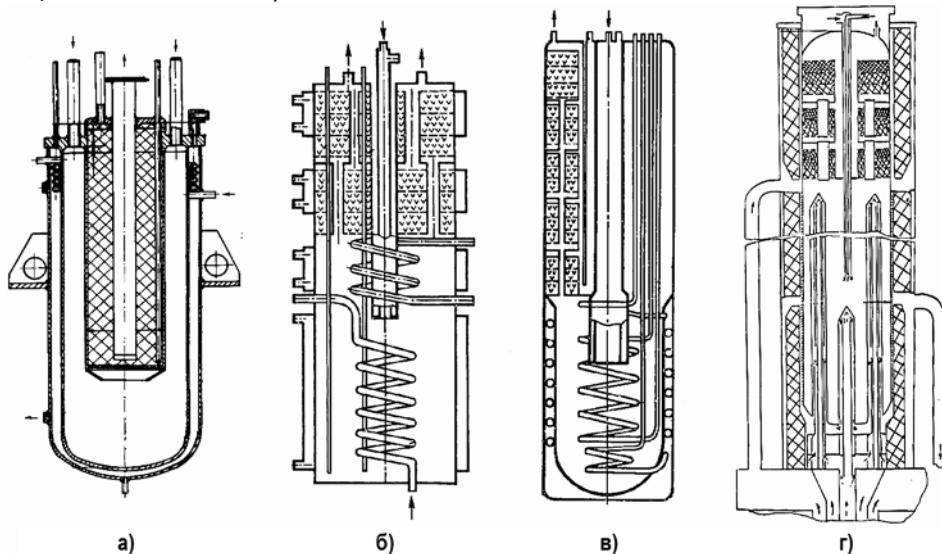


Рис. 1. ХЛ реактора БР-5 (а); ХЛ, охлаждаемая Na-K (б); ХЛ БН-350 (в); ХЛ БН-600 (г)

Работа по обоснованию холодных ловушек (ХЛ) началась с исследования характеристик ловушек, аналогичной описанной в [2]. В первой модели весь рабочий объем ХЛ был заполнен насадкой из нержавеющей проволоки. Ловушка охлаждалась кипящим толуолом. Прежде всего было установлено, что обеспечивается охлаждение натрия до заданной температуры при исключении замерзания натрия в любой части ХЛ. При этом по показаниям пробкового индикатора натрий очищается от примесей до концентраций, соответствующих их растворимости в натрии при температуре на выходе из ХЛ. Оказалось, что по этим па-

раметрам создание ХЛ для БР-5, да и для установок типа БН-350 не встречает принципиальных проблем.

Однако емкость ХЛ по окиси натрия составила лишь 1,5% об. Для улучшения этого показателя перед испытанием вторая ловушка была модернизирована: удалена насадка из входного канала и добавлен отстойник. В результате емкость ХЛ увеличилась до 3% об. [3]. Было решено использовать ловушки такого типа на БР-5 (рис. 1 а) несмотря на неудовлетворительный показатель по емкости ХЛ. В дальнейшем, при эксплуатации этот фактор сыграл отрицательную роль: было заменено 16 ХЛ первого контура.

При создании ХЛ с большей емкостью для БН-350, БОР-60 и БН-600 на втором этапе проводились расчетно-теоретическое и экспериментальные исследования тепло-гидравлических и массообменных процессов как на специальных экспериментальных участках, так и на ХЛ. Выполнение этих работ можно разделить на два периода: до начала 1970-х гг., когда проводились НИОКР в обоснование ХЛ для БН-350 и БОР-60, и последующий, до конца 1970-х гг., когда НИОКР были направлены на обоснование ХЛ для БН-600, охлаждаемой воздухом (первоначально предполагалось, что ХЛ первого контура будут охлаждаться азотом). В исследований до 1970 г. использовались участки, в которых в проточной зоне охлаждения вынужденная и естественная конвекции действовали в одну сторону – параллельная смешанная конвекция (ПСК). После нее натрий поступал в изотермический отстойник, а затем в фильтр.

Было установлено, что отложение окиси в зоне охлаждения начинается практически сразу, как только раствор становится пересыщенным. Этот фактор является основной причиной ограничения емкости ХЛ – происходит локальное перекрытие проходного сечения. Распределение окиси в зоне охлаждения по результатам анализов и рассчитанное в предположении, что окись натрия кристаллизуется из пересыщенного раствора только на неподвижных поверхностях, омываемых натрием, и состояния проб при наличии насадки после дистилляции из них натрия приведены на рис. 2 а (аналогичные результаты получены без насадки). Видно, что оно существенно различалось. Было сделано предположение, что наиболее вероятной причиной расхождения расчетного и найденного в опыте количества окиси в зоне охлаждения заключалось в том, что помимо кристаллизации на неподвижных поверхностях происходит кристаллизация из пересыщенного раствора на присутствующие в потоке натрия кристаллы. Расчеты показали, что вклад обоих эффектов может иметь существенную величину.

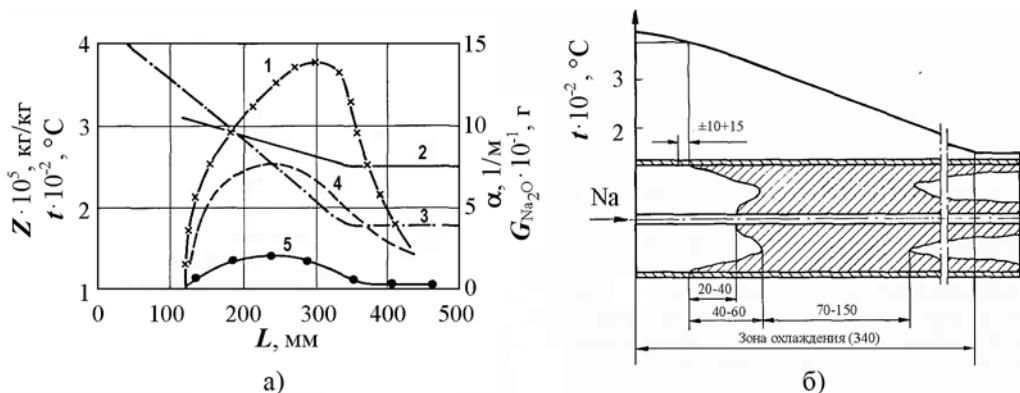


Рис. 2. Распределение окиси натрия в зоне охлаждения: а) – при наличии насадки (1 – пресыщение; 2 – коэффициент массообмена; 3 – температура натрия; 4 – количество окиси натрия в пробе по данным опыта; 5 – количество окиси в пробе по данным расчета); б) – визуально наблюдаемое.

В изотермическом отстойнике при малых накоплениях концентрация окислов убывает при удалении от дна; при больших накоплениях поддерживается на некотором среднем уровне (приблизительно равном концентрации у дна отстойника), а затем начинает снижаться. Удержание окислов в отстойнике составляет 11 и 46% при его длине 0,3 и 0,85 м соответственно. Необходимо отметить, что в опытах с высоким удержанием окислов в зоне охлаждения было получено и более высокое удержание окислов в отстойнике ~32% при длине 0,3 м.

Из теоретического анализа следует, что распределение окислов в изотермическом фильтре должно убывать по экспоненте при удалении от входа. В пределах разброса экспериментальных данных  $C_l / C_{bx}$  вплоть до расстояний от входа, равных (3 – 4)  $l_{0,5}$ , это имеет место. При больших расстояниях спад происходит медленнее. В опытах получено возрастание  $l_{0,5}$  с увеличением скорости в ламинарном режиме обтекания насадки и практическое постоянство в диапазоне исследованных скоростей в турбулентном. Такая зависимость  $l_{0,5}$  в изотермическом фильтре от скорости натрия понятна, если учесть, что при ламинарном режиме коэффициент массообмена возрастает пропорционально скорости натрия в фильтре (скорости обтекания насадки)  $W^{0,5}$ , а при турбулентном режиме он пропорционален  $W^{0,9}$ [4]. В дальнейшем при оптимизации фильтра важно, что в наших опытах и в ХЛ была использована насадка из стружки, для которой ламинарный режим обтекания реализовывался при скорости натрия, меньшей 8 – 10 мм/с. Увеличение плотности набивки по ходу металла снижает неравномерность распределения примесей в фильтре, однако зависимость от плотности набивки, полученная экспериментально, слабее, чем это вытекает из теории. Это объясняется тем, что в результате осаждения окиси на неподвижных поверхностях их поверхность увеличивается. При значительных накоплениях, когда проходное сечение уменьшается, поверхность массообмена будет уменьшаться.

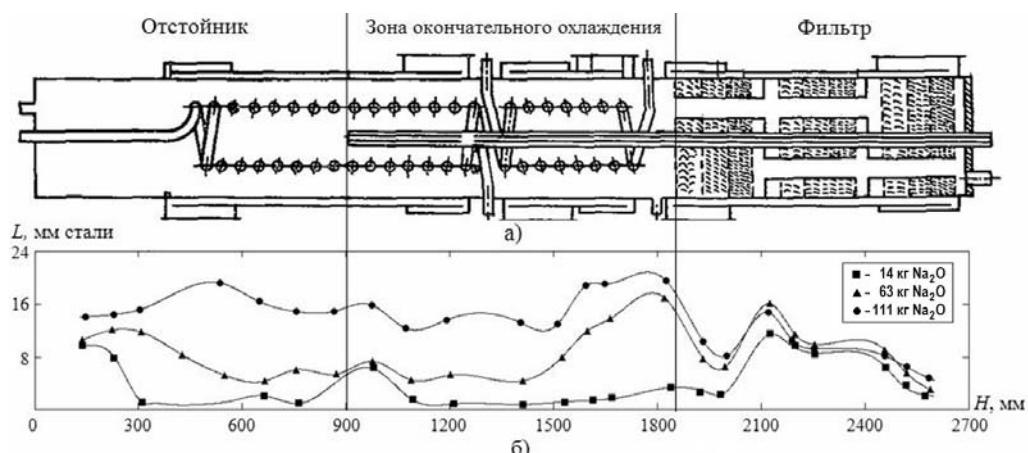


Рис. 3. Прототип 180-литровой ХЛ БН-600 и распределение окиси в ней: а) – продольный разрез анализируемой ловушки; б) – распределение примесей по длине ловушки после накопления; отстойник:  $\psi = 45,2\%$  (доля удержания Na<sub>2</sub>O);  $C_V = 34,3\%$  об. (объемная концентрация); зона окончательного охлаждения:  $\psi = 38,7\%$ ;  $C_V = 34,3\%$  об.; фильтр:  $\psi = 16,1\%$ ;  $C_V = 13,4\%$  об.

Наряду с исследованиями, приведенными выше, в период до 1970 г. были изучены характеристики пяти ХЛ: глубина очистки, распределение температур по высоте и диаметру ловушки, глубина проникновения струи горячего натрия (факела) в отстойник, емкость, по примесям, производительность (коэффициент удержания примесей). В трех из пяти ХЛ зона окончательного охлаждения работала в условиях ПСК (см. рис. 1 а и 2), в двух – в условиях ВСК (рис. 1 б и 3). Анализ температурных и

кислородных режимов при испытании первых трех ХЛ при ПСК в зоне охлаждения показал, что во всех случаях именно из-за неравномерного осаждения окислов в этой зоне происходило локальное перекрытие сечения зоны охлаждения. В результате их емкость была в два – три раза меньше, чем у двух последних. Причем первое возрастание сопротивления этих ловушек фиксировалось, когда доля объема, занятая окисью, не превышала 6, 8 и 5% для первой, второй и третьей ловушек соответственно.

Измерения показали, что градиенты температуры в ХЛ, в которой действует ПСК, на порядки больше градиентов в ХЛ, работающей в условиях ВСК. В последнем случае большие градиенты наблюдаются лишь в области горячего факела. Эти и дальнейшие исследования на моделях отдельных зон ХЛ (неизотермического отстойника и зоны окончательного охлаждения) и на ХЛ (см. рис. 1 б и 3) показали перспективность использования модели ХЛ, состоящей из трех зон: неизотермического отстойника, зоны окончательного охлаждения и изотермического фильтра. Емкость такой ХЛ по окиси натрия в три – пять раз выше, чем у ХЛ с ПСК. Это объясняется эффективным использованием объемов зоны окончательного охлаждения и неизотермического отстойника. Показано, что оптимальное использование объема отстойника при осаждении в нем примесей зависит от гидродинамического и температурного режимов: с ростом скорости натрия на входе в отстойник и при охлаждении его концентрация примесей в системе натрий-примеси, формирующейся в отстойнике, и доля примесей, удерживаемых в нем, возрастают примерно в 1,5 – 2 раза.

На основании полученных результатов в 1963 г. выданы рекомендации по конструированию холодных ловушек для БОР-60 и БН-350, у которых основное охлаждение перенесено в отстойник, а над ним последовательно расположены зона окончательного охлаждения и изотермический фильтр. Постоянные, необходимые для расчета и конструирования ХЛ, определены из результатов опытов. Емкость испытанного прототипа такой ловушки по примесям составляла 25% об. Из-за отсутствия строгих методов моделирования при проектировании ХЛ для БОР-60 и БН-350 было принято, что при выполнении рекомендаций их емкость по примесям будет равна 10% об.

Дальнейшие исследования проводились на экспериментальном участке, который имел зоны отстойника, окончательного охлаждения и фильтра (аналогично предложенной модели ХЛ, см. рис. 1 б, в, г и 3), и на прототипах ХЛ, состоящих из трех аналогичных зон. В обоснование ХЛ БН-600 были исследованы характеристики двух холодных ловушек, охлаждаемых воздухом, объемом 180 и 800 литров. На рисунке 3 приведены схематичная конструкция 180-литровой ХЛ и результаты измерений распределения окиси в ловушке  $\gamma$ -методом. После окончания испытаний ХЛ была разрезана на семь участков. Анализ их содержимого подтвердил результаты измерений, полученные  $\gamma$ -методом. Аналогичные результаты были получены и на экспериментальных участках с ВСК. Полученное  $\gamma$ -методом распределение окиси (см. рис. 3), по-видимому, можно объяснить тем, что поверхность кристаллизации в результате накопления примесей в предшествующих зонах увеличивается и натрий очищается практически полностью до входа в фильтр. В результате объем фильтра используется неэффективно.

Коэффициент удержания примесей в ХЛ предложенной конструкции близок к единице лишь до расхода, когда время пребывания натрия в холодной ловушке превышает 20 мин. При дальнейшем росте расхода коэффициент удержания снижается. С накоплением примесей в холодной ловушке при постоянном расходе натрия через нее вначале происходит возрастание коэффициента удержания, если он был меньше единицы, затем стабилизация его и при накоплении примесей ~20% об. и выше

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

возможно его снижение.

При очистке теплоносителя ХЛ получение концентраций по кислороду, водороду и продуктам их взаимодействия с водой, соответствующих насыщению при рабочих температурах ловушки, не вызывало каких-либо осложнений. Продукты коррозии и углерод хоть и были обнаружены в ХЛ, но очистка натрия от них была неэффективной. Их концентрация в теплоносителе как на экспериментальных стендах, так и на ЯЭУ на порядки превышала их растворимость при температуре ХЛ и даже при нижней температуре контура. Таким образом, приходится констатировать, что этот вопрос остается открытым.

Анализ режимов вымывания окиси накопленной в испытательном участке в холодную ловушку показал, что вымывание примесей происходило, в основном, за счет их растворения, а вклад уносимых частиц незначителен. Однако из полученных результатов не следует, что вынос значительного количества частиц примесей, осевших в ловушке, при изменении гидродинамического режима невозможен. Более того, было показано, что при резком возрастании расхода через ловушку в два – четыре раза наблюдается вынос частиц с теплоносителем в контур. Более подробно с результатами можно ознакомиться в [5].

На основании полученных результатов были разработаны холодные ловушки для РУ БОР-60, БН-350 и БН-600.

По данным термодинамического анализа и экспериментальных работ предложены и обоснованы методы регенерации ХЛ, позволяющие восстанавливать их характеристики за счет перевода накопленных в ловушке примесей в каустическую фазу ( $\text{NaOH}$  (основа) +  $\text{Na}_2\text{O}$  +  $\text{NaN}$ ), температура плавления которой не превышает  $400^\circ\text{C}$ , и гидродинамического удаления ее из холодной ловушки. Исследования коррозии конструкционных материалов в продуктах регенерации и практический опыт показывают, что одна и та же ловушка может регенерироваться данным методом не менее трех раз [6].

Анализ опыта промышленной эксплуатации ХЛ подтвердил их основные характеристики. Была обеспечена очистка натрия, в том числе и при аномальных загрязнениях от водорода и кислорода и продуктов взаимодействия его с водой. На БН-350 ХЛ первого контура отработали весь ресурс без замены, а на БН-600 успешно эксплуатируются и сегодня, более 35-ти лет. ХЛ вторых контуров, также работают без замены, но на каждой из них из-за возрастания сопротивления или сложностей обеспечения необходимых параметров эксплуатации (расход, температурный режим) проводилась регенерация.

Положительный опыт эксплуатации способствовал тому, что в двадцатилетний период после пуска БН-600 НИОКР по системам очистки ограничился испытанием (исследования были прекращены) оригинальной конструкции ХЛ интенсивной очистки. Работы по этой тематике были сведены к сопровождению эксплуатации СО и анализу полученного опыта.

На третьем этапе, в связи с созданием перспективной АЭС с реактором на быстрых нейтронах, работы по СО возобновились. Учитывая, что при эксплуатации ХЛ первого контура БН-600 имели место течи радиоактивного натрия, было решено разрабатывать СО,строенную в бак реактора. При этом использован следующий подход:

- анализ безопасности;
- обоснование требований по производительности и емкости;
- определение необходимого объема ХЛ и параметров их эксплуатации;
- расчет необходимых поверхностей, обеспечивающих заданный теплосъем в ХЛ;
- оптимизация конструкции ХЛ и режимов эксплуатации;

– анализ возможного использования горячих ловушек в СО первого контура, встроенной в бак реактора.

Вследствие отсутствия в нашей стране опыта создания СО, встроенных в бак реактора, возникает ряд новых задач, которые необходимо решить. Должны быть разработаны по существу новая конструкция холодной ловушки и внешние системы обеспечения ее работы: рекуператор, собственный электромагнитный насос; расходомер; эффективная тепловая изоляция от окружающего ловушку натрия; арматура; система охлаждения как при ее эксплуатации в режиме очистки натрия, так и при отключенной ХЛ; технология теплоносителя, охлаждающего ХЛ; система и технология ввода ХЛ в бак реактора, извлечения ее из бака реактора и перемещения в систему хранения ХЛ; система хранения извлеченных из реактора ХЛ и выемных рабочих узлов.

Прежде всего важны вопросы безопасности: аномальные ситуации могут возникнуть из-за повышения температуры холодной ловушки при отказе ее СО и при аварийном расхолаживании ЯЭУ. В этих условиях парциальное давление водорода над системой натрий-гидрид натрия может возрасти до десятков атмосфер, а скорость коррозии конструкционных материалов возрастет на порядки. Следовательно, не исключены потеря герметичности ХЛ и выброс водорода в первый контур. Пространство для размещения ХЛ в БР ограничено, а следовательно, ограничен и объем ХЛ. Это отрицательно сказывается на эксплуатационных, а следовательно, и экономических характеристиках установки: снижается КИУМ, возрастает число замен ХЛ. Учитывая эти обстоятельства и то, что встроенная в бак реактора СО разрабатывается в нашей стране впервые, требуется большой объем НИОКР.

Расчетными оценками показано, что проблема опасности, связанная с накоплением водорода в ХЛ первого контура при работе на номинальных параметрах, решается. За счет увеличения температуры на выходе из ХЛ первого контура до 150°C при сохранении прежнего температурного режима ХЛ второго контура (температура на выходе из ХЛ равна 120°C) и при суммарном расходе через холодные ловушки второго контура выше 44 м<sup>3</sup>/ч [7] водород будет мигрировать в холодные ловушки второго контура. Однако константы, необходимые для расчета кинетики этого процесса, сегодня не в полной мере изучены.

Таблица 1

#### **Сопоставление систем очистки первых контуров АЭС БН-350, БН-600 и БН-1200**

АЭС	$V_{Na}$ , м <sup>3</sup>	$V_{ХЛ}$ , м <sup>3</sup>	Расход ХЛ, $G_{Na}$ , м <sup>3</sup> /ч	$T_{выхода ХЛ}$ , °C	Емкость*, кг	$V_{Na}/G_{Na}$ , ч
СО БН-350	500	3×3	7×3	120	600×3	24
СО БН-600	1000	8×2	8×2	120	1600×2	62
СО БН-1200 (Ar)	1900	1,75×3	2,8×3	150	350×3	230
СО БН-1200 (Na)	1900	1,86×3	4×3	150	441×3	160

\*емкость по окиси натрия

В результате работ, выполненных в ОКБМ и ГНЦ РФ-ФЭИ, в настоящее время для БН-1200 предложены две конструкции ХЛ: с охлаждением аргоном и натрием. Показано, что охлаждение ХЛ жидкокометаллическим теплоносителем позволит исключить опасность, обусловленную применением аргона под давлением 1,5 МПа, и будет способствовать улучшению характеристик ХЛ. Сопоставление систем очистки первых контуров АЭС БН-350, БН-600 и АЭС БН-1200 (охлаждаемых натрием и арго-

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

ном) приведено в табл. 1.

Видно, что производительность и емкость системы очистки БН-1200, охлаждаемой аргоном, уступают БН-600 почти в четыре и в три раза, а при охлаждении натрием в 2,6 и 1,7 раза соответственно. Это значит, что время очистки теплоносителя первого контура БН-1200 тремя ХЛ, охлаждаемыми аргоном, при равных условиях будет почти в четыре раза большим, чем для БН-600. При аварийных загрязнениях концентрация примесей может соответствовать температуре забивания, измеряемой пробковым индикатором, до 250°C и выше. Следовательно, очистка после аварийного загрязнения, ППР, перегрузки топлива может потребовать до 870-ти и более часов. Наличие постоянно действующих источников примесей увеличит время очистки. В качестве примера можно привести результаты расчетов очистки натрия первого и второго контуров холодными ловушками в режиме освоения мощности АЭС [7], учитывающие поступление коррозионного водорода из третьего контура во второй и при действии источника водорода в натрии, обусловленного изначальным присутствием его в конструкционных материалах первого контура. Время очистки в этом случае может превышать 2000 часов.

К сожалению, время очистки, а следовательно, и производительность системы очистки не регламентированы техническим заданием. Но, очевидно, что для увеличения КИУМ время очистки должно быть минимизировано: за каждый час простоя АЭС с номинальной мощностью 1200 МВт станция теряет от одного до двух миллионов рублей. Следует отметить, что для АЭС в проект закладывается КИУМ, равный 90%. В то же время эксплуатация АЭС показала, что для БН-350 он был равен 70–90%, для БН-600 – 77–80% среднегодовой, максимальный – 83,5%, минимальный – 47,9% (ремонт ЦПК в 1998 г.) [8], а для СуперФеникс – 20% [9]. Эти результаты показывают, что для обеспечения высокого КИУМ следует использовать все имеющиеся возможности, в том числе и увеличение производительности системы очистки.

Ограниченнная емкость СО по примесям потребует не менее 10-ти замен ХЛ за 60 лет. При этих оценках принято, что накопление водорода в системе очистки первого контура исключено. Работы по замене ХЛ могут быть организованы так, что они не повлияют на КИУМ, но это потребует дополнительных затрат. Аналогичные возможности при ограниченной производительности СО, реализованной в проекте, практически исключены: потребуется изменение принятых конструкторских и схемных решений. Поэтому при проведении НИОКР улучшению этих показателей уделялось и уделяется самое серьезное внимание.

В частности, приведенные результаты анализа, показывающие неэффективное использование объема фильтра ХЛ, свидетельствуют о возможности увеличения ее емкости. За счет оптимизации использования объема фильтра (необходимы соответствующие конструкторские решения) емкость ХЛ можно увеличить на 5–6%, а из данных по доле объемной концентрации окиси натрия в различных зонах ХЛ следует, что в ХЛ, у которой минимизирована вероятность локального перекрытия сечения, емкость может достигать 30–40% об. Эти цифры, по-видимому, следует считать максимальными: их реализация в конкретной конструкции требует специальных НИОКР.

Очевидно, что основное условие увеличения производительности системы очистки – увеличение объема ХЛ при обеспечении необходимого теплосъема [5]. Так, например, было показано, что использование эффективной теплоизоляции позволяет уменьшить ее толщину и за счет этого увеличить диаметр ловушки. Только за счет этого производительность может быть увеличена в 1,5 раза.

Условие необходимого теплосъема должно выполняться как на «чистой» ХЛ, так

и на «грязной» (в конце ресурса эксплуатации ХЛ), когда теплообмен в ловушке ухудшается из-за образования на поверхностях слоя примеси, пропитанной натрием. Расчет температурного напора в этих условиях затруднителен. Поэтому сначала выполняется расчет для чистой ловушки, затем оцениваются толщина слоя примесей и его вклад в дополнительное термическое сопротивление. Имеющиеся оценки показывают, что для ловушки, охлаждаемой жидким металлом, коэффициент теплопередачи может снижаться в два раза и более. Конкретные значения определяются количеством примесей, уловленных ХЛ, размещением поверхностей тепло- и массообмена внутри ХЛ и их площадью. Для расчета необходимых поверхностей теплообмена и расхода теплоносителя, охлаждающего ХЛ, был предложен и использован подход, приведенный в [7]. Результаты расчетов показывают, что реализация режима с  $T_{\text{вых}} = 150^{\circ}\text{C}$  потребует увеличения охлаждаемой поверхности до  $14 \text{ м}^2$ , а расхода натрия, охлаждающего ловушку, – до  $20 \text{ м}^3/\text{ч}$ . При расчетах по кодам TURBOFLOW и MASKA-LM были получены аналогичные результаты. Следовательно, конструкция ХЛ БН-1200 в настоящее время неоптимальна по производительности. Конкретные решения по ее оптимизации проводятся в настоящее время.

Для оптимизации теплогидравлических режимов ХЛ и осаждения примесей в ней в последнее десятилетие в ГНЦ РФ-ФЭИ разрабатываются специальные коды. Анализируя результаты расчетов процессов в ХЛ с использованием кодов, можно констатировать, что прогресс в расчетах теплогидравлических процессов несомненен. Но для оптимизации осаждения примесей на поверхностях ХЛ необходимо совершенствование моделей и уточнение констант. Уточнение констант и подтверждение достоверности результатов расчета по кодам (теплогидравлические и массообменные параметры) планируется с помощью специальных экспериментов на модели ХЛ в ГНЦ РФ-ФЭИ.

## ГОРЯЧИЕ ЛОВУШКИ

Обоснование геттеров для горячих ловушек (ГЛ) и опыт проектирования и эксплуатации ГЛ был получен на экспериментальных стендах и ЯЭУ космических аппаратов [10]. В качестве геттера был выбран йодидный цирконий и установлено, что привес циркония в результате взаимодействия с кислородом в натрии описывается уравнением

$$\Delta G/S = 1,8 \cdot 10^4 \cdot \exp(-17500/T) \cdot \tau^{0,51} = K \cdot \tau^{0,51}, \quad (1)$$

где  $\Delta G/S$  – привес на единицу поверхности,  $\text{кг} \cdot \text{м}^{-2}$ ;  $\tau$  – время, ч;  $T$  – температура, К.

С учетом опыта по геттерной очистке была проанализирована возможность улучшения характеристик СО перспективного реактора большой мощности за счет применения ГЛ. При этом считали, что необходима очистка только от кислорода: водород первого и второго контуров аккумулируется в ХЛ второго контура. В частности, было принято, что привес фольги из йодидного циркония на единицу поверхности в зависимости от температуры и времени описывается уравнением (1).

Анализ [11] использования ГЛ в СО для очистки натрия первого контура от примеси кислорода показал, что при номинальных параметрах, когда температура теплоносителя, омывающего геттер, равна  $550^{\circ}\text{C}$ , могут быть обеспечены необходимые производительность и емкость ГЛ с геттером в виде фольги из йодидного циркония в ограниченном объеме. Однако в стояночных режимах, когда температура теплоносителя составляет  $250$ – $300^{\circ}\text{C}$ , производительность ГЛ с йодидным цирконием снижается более чем на четыре порядка. Имеются геттеры – различные сплавы на основе циркония, у которых постоянная, характеризующая взаимодействие с кислородом в натрии, на порядок выше, чем для йодидного циркония. Однако и это не

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

позволяет существенно упростить конструкторские решения, обеспечивающие необходимую производительность в стояночном режиме. Поэтому была исследована возможность очистки от кислорода низкотемпературными сорбентами, но в настоящее время такие сорбенты не найдены [12].

Для обеспечения необходимой концентрации кислорода в натрии на nominalных параметрах необходима ГЛ, в которой используется цирконий в виде фольги толщиной 0,15 мм, при весе ее 400 кг. Объем такой ГЛ будет равен 130 л, ресурс – 10 тыс. часов. Расход натрия через нее  $\approx 1 \text{ т}/\text{ч}$  может обеспечиваться за счет ГЦН. Недостатки такой ГЛ: неэффективное использование циркония (не более 6%), снижение производительности в процессе эксплуатации ГЛ (при ресурсе 10 тыс. часов производительность снижается по сравнению с первым часом почти на два порядка).

Показана возможность повышения производительности и эффективности использования циркония, а следовательно, и ресурса работы при использовании ГЛ со взвешенным слоем [7]. При выборе диаметра ГЛ учитывалась необходимость размещения ее в баке реактора, желательно, без использования объемов, предназначенных для ХЛ, а при выборе диаметра шариков считалось, что емкость ГЛ со взвешенным слоем по кислороду и ее производительность должны быть не хуже, чем у ГЛ с фольгой. Оценки были сделаны для двух диаметров ГЛ 0,2 и 0,4 м при использовании шариков диаметром 0,1, 0,2, 0,6 и 2 мм. С учетом неизбежности образования мелкодисперсной фазы за счет разрушения окисной пленки, образующейся на поверхности геттера (ее характерный размер может быть существенно меньше размера шариков), была сделана оценка параметров взвешенной фазы для шариков диаметром 0,01 мм.

В результате расчета значений параметров взвешенного слоя для сферических частиц различных размеров при засыпке 300 кг циркониевого геттера в цилиндрическую ловушку с диаметром 200 или 400 мм получено, что

- поверхность геттера, выполненного в виде шаров, превышает поверхность геттера, выполненного из фольги толщиной 0,15 мм, даже при размерах шариков 0,6 мм, следовательно, скорость очистки такой ГЛ будет выше (по крайней мере, в начальный период работы ГЛ);
- перепад давления на слое не зависит от диаметра шариков;
- с учетом точности расчета не обнаружено зависимости высоты, пористости и объема взвешенного слоя по отношению к аналогичным параметрам для неподвижного слоя от диаметра частиц;
- объемный критический расход натрия для диаметров частиц 0,1–1 мм меняется от 0,73 до 17,7  $\text{м}^3/\text{ч}$  для диаметра ГЛ 0,4 м, а для ГЛ диаметром 0,2 м – от 0,2 до 4,4  $\text{м}^3/\text{ч}$ ;
- скорость витания частиц образующейся мелкодисперсной фазы более чем на порядок выше критической скорости (ожижения). Оценка выполнена для диаметра частиц 10 мкм. Это говорит о необходимости использования фильтров для очистки натрия, поступающего из ГЛ в контур. Для его обоснования необходимо проведение целенаправленных НИОКР. В первую очередь, следует определить характеристики мелкодисперсной фазы, образующейся в ГЛ со взвешенным слоем.

Если принять, что в такой ГЛ допустим привес геттера, при котором будет происходить отслоение образующейся на поверхности циркония окисной пленки, то очевидно, что производительность ГЛ при ее эксплуатации будет снижаться медленнее, чем при ограничении допустимого привеса (происходит деблокирование поверхности циркония от образующейся оксидной пленки). При этом условии эффективность использования циркония возрастет. Конкретное значение может быть определено

в результате специальных НИОКР.

Экспериментальные исследования ГЛ с геттером в гранулированном виде из йодидного циркония проводились на натриевом стенде ПРОТВА-1. Было получено, что результаты [10] применимы для расчета ГЛ с гранулами из йодидного циркония; время, в течение которого они могут использоваться, ограничено, для его определения требуется НИР.

Для обеспечения требуемой чистоты теплоносителя в стояночных режимах за время, заданное техническим заданием, необходима ГЛ с подогревом натрия. Мощность, необходимая для работы ГЛ в стояночных режимах с производительностью не хуже чем ХЛ, составляет 385 кВт. При использовании рекуператора мощности могут быть распределены между рекуператором 322 кВт и нагревателем 63 кВт (при подогреве теплоносителя на нагревателе 50 К) [13].

Результаты численного моделирования очистки теплоносителя от кислорода с учетом источников в период освоения мощности при использовании ГЛ без системы подогрева площадью 32 тыс. м<sup>2</sup> показали возможность реализации режима «скоростной очистки». При использовании «скоростной очистки» поступление продуктов коррозии не отличается существенно от поступления продуктов коррозии при использовании штатного режима выхода на номинальные параметры [13], а время очистки СО с использованием ГЛ сокращается по сравнению с временем очистки СО с ХЛ. Результаты исследований по ГЛ показывают возможность и перспективность использования ГЛ, встроенных в бак реактора.

## ОЧИСТКА ОТ РАДИОАКТИВНЫХ ПРИМЕСЕЙ

Поведение радиоактивных примесей в натрии и очистка его от них обобщено в монографии [14]. Сегодня установлено, что в ХЛ обнаруживается практически весь спектр радиоактивных примесей, присутствующих в натрии, однако ХЛ эффективно очищают натрий только от трития, йода и теллура. Поэтому для очистки от других радиоактивных примесей разрабатывались специальные методы очистки: различные виды графита – очистка от цезия; специальные стали – очистка от углерода; никель, специальные сплавы – очистка от марганца, кобальта. Остановимся на некоторых особенностях очистки от цезия как одной из основных радиоактивных примесей, определяющих радиоактивационную обстановку.

Предложен и обоснован метод сорбционной очистки натрия от цезия с использованием графитовых материалов. Из 12-ти испытанных в нашей стране материалов для применения в ловушках радионуклидов рекомендованы графиты марок ГМ3, РБМ и ГМ3-б. Рекомендовано в графитовой ловушке использовать гранулы диаметром ~4 мм, рабочая температура 160–320°C; расход определяется типом установки и конструкцией ловушки. Положительные результаты были получены на установках БОР-60, БН-350, БН-600 [14].

Важнейшая характеристика графита – коэффициент распределения цезия в системе натрий графит ( $K_{Cs}$ ):

$$K_{Cs} = C_{\text{гр}} / C_{\text{Na}}, \quad (2)$$

где  $C_{\text{гр}}$  – концентрация цезия в графите;  $C_{\text{Na}}$  – концентрация цезия в натрии.

В лабораторных опытах результаты отличались на порядок – от  $10^3$  до  $10^4$ , в реакторных условиях до  $10^5$  и даже до  $10^7$ . Последнее значение – результат, полученный при очистке от цезия на EBR-2 специальным углеродным материалом RVS, который обладает структурой пористого стеклографита с большой поверхностью на единицу объема [14]. Характерно, что уже за первые 14 суток активность  $Cs^{137}$  и  $Cs^{134}$  была снижена с 13,0 и 1,67 до 2,1 и 0,29 МБк/кг. За два года работы в ловушке накопилось 9,25 ТБк цезия, а активность  $Cs^{137}$  и  $Cs^{134}$  снизилась до 0,25 и

## АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

0,025 МБк/кг. Обработка этих результатов с учетом веса графита (3,2 кг) и его поверхности ( $360 \text{ м}^2$ ) показала, что коэффициент распределения цезия в конце эксперимента был равен  $10^7$ . Анализ этих результатов и сопоставление их с результатами, приведенными выше, свидетельствует в пользу диффузионного механизма усвоения цезия графитом с образованием соединений внедрения типа графитидов  $C_8Cs-C_{60}Cs$ , термодинамические характеристики которых определяют равновесное распределение цезия (вопрос практически не исследован). При таком механизме кинетика процесса зависит от квадрата геометрических размеров абсорбента:

$$D\tau_1/\delta_1^2 = D\tau_2/\delta_2^2, \quad (3)$$

откуда

$$\tau_1 = \tau_2 \cdot \delta_1^2 / \delta_2^2. \quad (4)$$

Сопоставление результатов для EBR-II ( $\delta_2 = 0,02 \text{ мм}$ ) и полученных на наших реакторах ( $\delta_1 = 4 \text{ мм}$ ) показывает, что времена достижение одинаковой степени равновесия могут отличаться более чем на четыре порядка. Следовательно, коэффициенты распределения, полученные на образцах, характерный размер которых равен даже одному миллиметру, не соответствуют условиям равновесия. По-видимому, приведенный выше разброс данных отражает влияние продолжительности опытов на результат измерения.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Несмотря на положительные результаты, полученные при создании систем очистки установок БН-350, БН-600, показано, что при размещении систем очистки в баке реактора из-за ограниченности объема требования к характеристикам систем очистки по производительности и емкости повышаются. Для выполнения этих требований целесообразно использовать систему очистки, включающую в себя как холодные, так и горячие ловушки. Оптимальное сочетание может быть получено в результате комплекса НИОКР, основными направлениями которых являются

- определение констант, необходимых для описания кинетики выхода примесей из конструкционных материалов (форма существования примеси в конструкционных материалах и коэффициенты диффузии примесей в них);
  - для холодных ловушек
  - исследование закономерностей процессов тепло- и массообмена прототипа ловушки БН-1200, доработка и верификация кодов на основании полученных результатов;
  - оптимизация характеристик ХЛ с использованием верифицированных кодов;
  - для горячих ловушек
  - поиск перспективных материалов, определение зависимости скорости поглощения ими кислорода от времени, температуры и концентрации кислорода в натрии, ресурса работы в натрии, емкости по примесям;
  - обоснование конструкции прототипа штатной ГЛ для перспективного реактора на быстрых нейтронах, изучение ее характеристик на экспериментальном стенде с учетом всех возможных режимов ее эксплуатации («скоростной» режим очистки, режим очистки с подогревом натрия).

Очистка от радиоактивных примесей и нерадиоактивных продуктов коррозии применительно к созданию систем очистки АЭС с перспективным реактором на быстрых нейтронах детально не рассматривается. Анализ на примере цезия показал, что для обоснования оптимальных решений необходим целенаправленный НИОКР.

## Литература

1. Жидкие металлы: от первого теплофизического стенда к крупномасштабной атомной энер-

- гетике / Сб. статей под ред. А.Д. Ефанова, Ф.А. Козлова. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001.
2. Паркинс В. Экспериментальный натриевый реактор / Доклады международной конференции по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1955. – М.: Государственное энергетическое издательство, 1956. – С. 208-263.
3. Кириллов П.Л., Козлов Ф.А., Субботин В.И., Турчин Н.М. Очистка натрия от окислов и контроль за их содержанием // Атомная энергия. – 1960. – Т. 8. – №1. – С. 30.
4. Левич В.Г. Физико-химическая гидродинамика. – М.: Физматгиз, 1959.
5. Козлов Ф.А., Волчков Л.Г., Кузнецов Э.К., Матюхин В.В. Жидкометаллические теплоносители ЯЭУ. Очистка от примесей и их контроль / Под ред. Ф.А. Козлова. – М: Энергоатомиздат, 1983.
6. Козлов Ф.А., Волчков Л.Г. Новый способ регенерации ловушек для очистки щелочных металлических теплоносителей // Атомная энергия. – 1975. – Т. 39. – Вып. 4. – С. 310.
7. Алексеев В.В., Ковалев Ю.П., Калякин С.Г., Козлов Ф.А., Кумаев В.Я., Кондратьев А.С., Матюхин В.В., Пирогов Э.П., Сергеев Г.П., Сорокин А.П., Торбенкова И.Ю. Системы очистки натриевого теплоносителя АЭС с реактором БН-1200 // Теплоэнергетика. – 2013. – №5. – С. 9-20.
8. Баканов М., Потапов О. 30-летний опыт промышленной эксплуатации реактора БН-600 / Доклад на IX Международной научно-технической конференции «БН-600 – 30 лет». – г. Заречный, 07.02.2011. – URL: <http://energyland.info/analytic-show-51526> (дата обращения 09.09.2011).
9. Ринейский А.А. Инжиниринг энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-800 // Атомная стратегия. – 2006. – №23. – С. 23-25.
10. Козлов Ф.А., Кузнецов Э.К. Очистка натрия от кислорода с помощью горячих ловушек / В сб. «Жидкие металлы». – М.: Атомиздат, 1967. – С. 340.
11. Козлов Ф.А., Алексеев В.В., Ковалев Ю.П., Кумаев В.Я., Матюхин В.В., Орлова Е.А., Пирогов Э.П., Сорокин А.П., Щербаков С.И. Исследования в обоснование системы очистки натрия для быстрых реакторов // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – Вып. 1. – С. 18-24.
12. Паповяни А.К., Асхадуллин Р.Ш., Ягодкин И.В., Алексеев В.В., Богданович Н.Г., Скоморохова С.Н., Воронин И.А. Стендовые испытания новых сорбционно-фильтрующих и геттерных материалов для очистки натриевого теплоносителя / Сб. докл. научно-технической конференции «Теплофизика-2013». – Обнинск: ОНТИ ГНЦ РФ-ФЭИ. – 2014. – С. 421-428.
13. Козлов Ф.А., Сорокин А.П., Коновалов М.А. Очистка геттерами жидкometаллических систем с натриевым теплоносителем от кислорода // Теплоэнергетика. – 2015. – В печати.
14. Чечеткин Ю.В., Кизин В.Д., Поляков В.И. Радиационная безопасность АЭС с быстрым реактором и натриевым теплоносителем. – М.: Энергоатомиздат, 1983.

Поступила в редакцию 13.08.2015 г.

**Авторы:**

Козлов Федор Алексеевич, советник директора, доктор техн. наук  
E-mail: [kozlov@ippe.ru](mailto:kozlov@ippe.ru).

Сорокин Александр Павлович, заместитель директора, доктор техн. наук  
E-mail: [sorokin@ippe.ru](mailto:sorokin@ippe.ru).

Коновалов Михаил Александрович, инженер-исследователь, аспирант НИЯУ МИФИ  
E-mail: [kozlov@ippe.ru](mailto:kozlov@ippe.ru).

## SODIUM PURIFICATION SYSTEMS FOR NPP WITH FAST REACTORS (RETROSPECTIVE AND PERSPECTIVE VIEWS)

Kozlov F.A.\*, Sorokin A.P.\*, Konovalov M.A.\*,\*\*

\* «JSC SSC RF – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky».  
1, Bondarenko Sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

\*\* NRNU MEPhI. 31, Kashirskoye sh., Moscow, 115409 Russia

### ABSTRACT

Coolant purification system is an essential part of any nuclear facility. The lack of experience with in-vessel purification systems in our country poses a series of tasks, one of them is to increase the effectiveness and capacity of such systems. A retrospective analysis of the purification systems in reactors from BR-5 to BN-1200, among them cold traps and cesium sorbents that ensure successful operation of sodium-cooled fast reactor NPPs, hot traps to be used for sodium purification from oxygen at NPPs has shown improvement potential of these systems. Based on the results of this work, recommendations for the directions of work toward improvement of characteristics of sodium purification systems for perspective NPPs with sodium coolant are given. The cold trap should be a mandatory element of the in-vessel primary coolant purification system. Hot traps can ensure the primary loop sodium purification from oxygen at NPP nominal operation, as well as at lay regimes with heated coolant. Optimal solutions for removing radioactive impurities and non-radioactive products of corrosion from sodium coolant require goal-oriented R&D programs.

**Key words:** purification system, cold trap, hot trap, filter, impurities, oxygen, hydrogen, corrosion products, diffusion, heat and mass transfer, heater.

### REFERENCES

1. Zhidkie metally: ot pervogo teplofizicheskogo stenda k krupnomasshtabnoj atomnoj energetike [Liquid metals: from first thermophysical test facility to the large-scale nuclear engineering]. Sb. statej pod red. A.D. Efanova, F.A. Kozlova [Paper collection under the editorship of A.D. Efanov, F.A. Kozlov]. Obninsk.: SSC RF-IPPE Publ., 2001 (in Russian).
2. Parkins V. Eksperimental'nyj natrievyj reaktor. [Experimental sodium reactor]. Doklady mezhdunarodnoj konferentsii po mirnomu isspol'zovaniyu atomnoj energii, Zheneva, 1955 [Reports of the international conference on peace use of an atomic energy, Geneva, 1955]. Moscow. Gosenergo izdat Publ., 1956, pp. 208–263 (in Russian).
3. Kirillov P.L., Kozlov F.A., Subbotin V.I., Turchin N.M. Ochistka natrija ot okislov i kontrol' za ih soderzhaniem [Removal of oxides from sodium and tests for the oxide content]. *Atomic Energy*. 1960, v. 8, no. 1, p. 30 (in Russian).
4. Levich V.G. Fiziko-himicheskaya gidrodinamika [Physical and chemical hydrodynamics]. Moscow. Fizmatgiz Publ., 1959 (in Russian).
5. Kozlov F.A., Volchkov L.G., Kuznetsov E.K., Matyukhin V.V. Zhidkometallicheskie teplonositeli YaEU. Ochistka ot primesej i ih kontrol' [Liquid metal coolant for NPP. Purification from impurity and their control] / Under the editorship of F.A. Kozlov. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983 (in Russian).
6. Kozlov F.A., Volchkov L.G. Novyj sposob regeneracii lovushek dlja ochistki shhelochnyh metallicheskikh teplonositelej [A new method of regeneration of traps for the purification of alkali-metal coolants] // *Atomic Energy*. 1975, v. 39, no. 4, p. 310 (in Russian).
7. Alekseev V.V., Kovalyov Yu.P., Kalyakin S.G., Kozlov F.A., Kumaev V.Ya., Kondrat'ev A.S., Matyukhin V.V., Pirogov E.P., Sergeev G.P., Sorokin A.P., Torbenkova I.Yu. Sistemy ochistki

- natrievogo teplonositelya AES s reaktorom BN-1200 [Purification systems of the sodium coolant for NPP with BN-1200 reactor]. *Thermal Engineering*. 2013, no. 5, pp. 9-20 (in Russian).
8. Bakanov M., Potapov O. 30-letnij opyt promyshlennoj ekspluatatsii reaktora BN-600 [30-year-old experience of commercial operation of BN-600 reactor]. Doklad na IX Mezhdunarodnoj nauchno-tehnicheskoy konferentsii «BN-600 – 30 let» [The report at IX International scientific and technical conference «BN-600 – 30 years»]. Zarechnyj. 07.02.2011. Available at: <http://energyland.info/analic-show-51526> (in Russian).
9. Rinejskij A.A. Inzhiniring energobloka s reaktorom na bystryh nejtronah BN-800 [Engineering of power-generating unit with BN-800 fast reactor]. *Atomic Energy*. 2006, no. 23, pp. 23-25 (in Russian).
10. Kozlov F.A., Kuznetsov E.K. Ochistka natriya ot kislорoda s pomosch'yu goryachih lovushek [Purification of sodium from oxygen by means of hot traps] / V Sb. «Zhidkie metally» [In collection «Liquid metals»]. Moscow. Atomizdat Publ., 1967, pp. 340-354 (in Russian).
11. Kozlov F.A., Alekseev V.V., Kovalev Yu.P., Kumaev V.Ya., Matjukhin V.V., Orlova E.A., Pirogov E.P., Sorokin A.P., Scherbakov S.I. Issledovaniya v obosnovanie sistemy ochistki natriya dlya bystryh reaktorov [Studies validating a sodium purification system for fast reactors]. *Atomic Energy*. 2012, v. 112, no. 1, pp. 18-24 (in Russian).
12. Papoviyants A.K., Ashadullin R.Sh., Yagodkin I.V., Alekseev V.V., Bogdanovich N.G., Skomorohova S.N., Voronin I.A. Stendovye ispytaniya novyh sorbtionno-fil'truyushhih i getternyh materialov dlya ochistki natrievogo teplonositelya [Test on test facility of new sorbtion filtrating and getter materials for sodium coolant purification] // Sbornik dokladov nauchno-tehnicheskoy konferencii «Teplofizika-2013» [The collector of reports on scientific and technical conference «Thermal physics-2013»]. Obninsk. ONTI SSC RF-IPPE Publ. 2014, pp. 421-428 (in Russian).
13. Kozlov F.A., Sorokin A.P., Konovalov M.A. Ochistka getterami zhidkometallicheskikh sistem s natrievym teplonositelem ot kislорoda [Purification by getters of liquid metal systems with the sodium coolant from oxygen]. *Thermal Engineering*. 2015. – V pechat (in Russian).
14. Chechetkin Yu.V., Kizin V.D., Polyakov V.I. Radiatsionnaya bezopasnost' AES s bystrym reaktorom i natrievym teplonositelem [Radiation safety of NPP with fast reactor and sodium coolant]. Moscow. Energoamtoizdat Publ., 1983 (in Russian).

#### Authors

Kozlov Fyodor Alekseevich, Adviser Director, Dr. Sci. (Engineering)

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

Sorokin Aleksandr Pavlovich, Deputy Director, Dr. Sci. (Engineering)

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

Konovalov Mihail Aleksandrovich, PhD Student, Research Engineer

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

# ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ЭКОЛОГИЧЕСКИХ ОГРАНИЧЕНИЙ НА КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТЬ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

**О.В. Марченко, С.В. Соломин**

*Институт систем энергетики им. Л.А. Мелентьева (ИСЭМ) СО РАН.  
664033, г. Иркутск, ул. Лермонтова, 130.*



Цель работы – сравнение экономической эффективности ядерных и неядерных электростанций на краткосрочную и долгосрочную (до 2050 г.) перспективу и уточнение прогнозов развития ядерной энергетики России и мира на фоне развития мировой энергетики в целом.

Систематизированы технико-экономические показатели электростанций разных типов с учетом интервала их неопределенности. Конкурентоспособность электростанций разных типов оценивалась величиной стоимости производимой ими электроэнергии. Она представлена в виде составляющих, учитывающих затраты на строительство, ежегодные эксплуатационные издержки, затраты на демонтаж, топливные затраты, а также плату за выбросы. Показано, что без учета платы за выбросы энергоисточники всех рассмотренных типов могут оказаться конкурентоспособными на энергетических рынках (при тех или иных условиях), в том числе и в России. При учете платы за выбросы парниковых газов атомные электростанции оказываются наиболее экономическими энергоисточниками.

Дополнительное сравнение энергоисточников разных типов с учетом системных эффектов выполнено с использованием математической модели GEM (Global Energy Model). Расчеты показывают, что во всех трех рассмотренных сценариях должны возрасти масштабы использования ядерной энергии. Наиболее существенным этот рост будет при жестких экологических ограничениях – примерно в четыре раза к середине века в России и в 3,5 раза в мире.

**Ключевые слова:** ядерная энергетика, стоимость энергии, экологические ограничения, плата за выбросы, эффективность, энергетическая модель, прогноз.

## ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ОГРАНИЧЕНИЯ И ПЛАТА ЗА ВЫБРОСЫ ДИОКСИДА УГЛЕРОДА

В течение нескольких последних десятилетий идет интенсивная дискуссия о влиянии хозяйственной деятельности человека на климат Земли. В частности, в докладах Межправительственной группы экспертов по изменению климата (МГЭИК) [1] утверждается, что высока вероятность того, что доминирующая причина наблюдаемого с середины XX в. потепления – антропогенное воздействие на климатическую систему. Продолжение выбросов парниковых газов (в первую очередь, диоксида углерода) на современном уровне или, тем более, увеличение выбросов приведут к дальнейшему росту их концентрации в атмосфере, повышению средней глобальной температуры приземного

слоя воздуха и многообразным негативным последствиям для природы, экономики и здоровья людей.

Даже уменьшение интенсивности выбросов парниковых газов не предотвратит изменения климата вследствие инерционности климатической системы, обусловленной сохранением в атмосфере накопленных ранее выбросов. Ограничение повышения глобальной средней температуры (по сравнению с доиндустриальным уровнем) до 2°C (такое повышение еще можно считать не приводящим к катастрофическим последствиям) потребует уменьшения выбросов парниковых газов примерно на 40 – 70 % по сравнению с 2010 г. к середине XXI в. и почти до нуля к его концу [1].

В России на официальном уровне признается опасность возможных изменений климата и выражается готовность как к международному сотрудничеству в этой области, так и к односторонним мерам по сокращению выбросов парниковых газов [2].

Важной характеристикой планов по снижению выбросов CO<sub>2</sub> является «стоимость» («цена», «теневая цена») диоксида углерода, равная затратам на предотвращение единицы его эмиссии. Стоимость CO<sub>2</sub> определяется по результатам математического моделирования развития энергетики [3 – 5]. Если именно такую величину назначить предприятиям в виде платы за выбросы (другой вариант – организовать торговлю квотами на выбросы), то соотношение экономической эффективности (конкурентоспособность) энергоисточников изменится в пользу атомных станций и возобновляемых источников энергии (ВИЭ), а энергокомпаниям окажется выгодным изменить структуру своих генерирующих мощностей так, чтобы требуемое ограничение на суммарную эмиссию выполнялось.

Предполагается, что налоги на выбросы будут введены прежде всего в ограниченном количестве стран, вносящих наибольший вклад в мировую эмиссию диоксида углерода и обладающих достаточно высоким уровнем экономического развития [4]. В настоящее время в странах Европейского Союза действует система торговли квотами на выбросы. Цены, определяемые рынком, оказались нестабильными: от единиц до нескольких десятков долларов за тонну CO<sub>2</sub>.

При сохранении текущей политики в странах Евросоюза, в Австралии, Новой Зеландии и Южной Корее цены диоксида углерода к 2035 г. составят 30 – 50 \$/т CO<sub>2</sub>. В сценарии более жестких экологических ограничений (стабилизация концентрации на уровне 450 ppm (частей на миллион)) цена диоксида углерода будет существенно больше (100 – 125 \$/т CO<sub>2</sub> в 2035 г.) [4].

## СТОИМОСТЬ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ

Конкурентоспособность электростанций разных типов в первом приближении определяется величиной стоимости производимой ими электроэнергии [6–9]. Ее можно представить в виде суммы составляющих, учитывающих затраты на строительство, ежегодные эксплуатационные издержки, затраты на демонтаж, топливные затраты, а также плату за выбросы:

$$S = k / (CF \cdot H (1 - \beta)) \cdot [F \cdot (\exp(\sigma \Delta T) - 1) / (\sigma \Delta T) + \delta + (F - \sigma) \varepsilon] + \\ + (p\sigma / (\sigma - \mu) + ap^*) / (8,15 \cdot 10^3 \eta),$$

где  $k$  – удельные капиталовложения, \$/кВт;  $CF$  – коэффициент использования установленной мощности (КИУМ);  $H$  – число часов в году (8760 ч/год);  $\beta$  – затраты энергии на собственные нужды (доля от выработки);  $F = \sigma / (1 - \exp(-\sigma T))$  – коэффициент возврата капитала;  $\sigma = \ln(1+d)$ ;  $d$  – годовая норма дисконта;  $T$  – срок службы энергоисточника, лет;  $\Delta T$  – срок строительства, лет;  $\delta$ ,  $\varepsilon$  – ежегодные условно-постоянные издержки и затраты на демонтаж (доля от капиталовложений);  $p$  – цена топлива, \$/т у.т.;  $\eta$  – КПД;  $\mu = \ln(1+v)$ ;  $v$  – годовой темп прироста цены

## АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

---

топлива;  $a$  – коэффициент эмиссии, т  $\text{CO}_2/\text{т у.т.}$  ( $a = 2,8$  для угля и  $1,7$  для газа);  $p^*$  – цена выбросов диоксида углерода,  $\$/\text{т CO}_2$ .

Использование критерия стоимости энергии целесообразно для оценки эффективности энергетических технологий, когда требуется исключить влияние на результаты исследования масштаба проекта энергоснабжения (в отличие от критерия чистого дисконтированного дохода) и определять его качество по удельным показателям. Из нескольких энергоисточников лучшим является тот, который обеспечивает наименьшую стоимость энергии.

### **СРАВНЕНИЕ ПОКАЗАТЕЛЕЙ ЯДЕРНЫХ И НЕЯДЕРНЫХ ЭНЕРГОИСТОЧНИКОВ**

Технико-экономические показатели современных и перспективных источников энергии характеризуются значительной неопределенностью. С учетом разнородности и недостаточной достоверности публикуемых показателей в качестве источника информации целесообразно использовать публикации авторитетных организаций, в которых данные собраны и систематизированы по единой методике [9, 10].

Предполагалось, что рассматриваемые проекты – это новые электростанции, вводимые в эксплуатацию в 2015 г. (в России и других странах) и продолжающие работу в течение всего срока службы (20 и более лет). Таким образом, данные относятся к энергоисточникам разных типов, работающим в разнообразных экономических и природно-географических условиях в период, продолжающийся от настоящего времени до второй или третьей четверти XXI в.

Рассматриваются следующие энергетические технологии: электростанции на угле и на природном газе, атомные электростанции и возобновляемые источники энергии (ВИЭ).

Электростанции на угле (каменном и буром) в большинстве своем состоят из энергоблоков со сверхкритическими и суперсверхкритическими параметрами пара мощностью 300 – 1000 МВт с КПД 40 – 45%. Электростанции на природном газе – парогазовые установки 14-ти стран; они требуют меньших капиталовложений, чем угольные энергоблоки, у них меньше выбросы диоксида углерода и более высокий КПД – до 59%.

Применительно к атомной энергетике собранные технико-экономические показатели характеризуют 20 легководных реакторов 12-ти стран ОЭСР, трех стран – не членов ОЭСР и трех промышленных организаций, включая 17 реакторов с водой под давлением, два кипящих водяных реактора и проект реактора третьего поколения фирмы General Electric. Энергоблоки, как правило, имеют мощность 1000 – 1600 МВт. В связи с тем, что транспорт ядерного топлива не вносит существенных затрат в его стоимость, эта стоимость принималась одинаковой и равной средней величине.

Из достаточно широкого спектра ВИЭ выбраны ветровые и солнечные установки. Это связано с тем, что большинство ВИЭ имеют настолько специфические, зависящие от места расположения, характеристики, что их сравнение с энергоисточниками других типов, расположенных в других пунктах, не имеет смысла.

Наиболее существенное влияние на конкурентоспособность энергоисточников оказывают удельные капиталовложения, КИУМ (для ВИЭ), КПД и цена топлива (для электростанций на органическом топливе). В таблице 1 приведены основные технико-экономические показатели сравниваемых электростанций с учетом интервала неопределенности по данным [9, 10]. Здесь и далее экономические показатели выражены в постоянных ценах 2010 г.

Наиболее важный показатель электростанций – удельные капиталовложения – в России, вследствие другой структуры затрат, отличается от зарубежных показателей,

особенно европейских (см. табл. 1). В связи с этим данные по России целесообразно рассматривать отдельно.

Таблица 1

**Показатели электростанций**

	CF, %		k, \$/кВт		КПД, %		δ, %	T, лет
	min	max	min	max	min	max		
Для зарубежных условий								
Атомные	80	85	2800	5500	33	35	4,3	60
Угольные	80	85	1800	2700	33	47	2,0	30
Газовые	80	85	720	1420	38	59	2,7	40
Ветровые	20	41	1800	2700	25	35	2,6	25
Солнечные	10	25	2500	4000	14	20	0,6	25
Для условий России								
Атомные	80	85	2500	3500	33	35	4,3	60
Угольные	80	85	1700	2500	42	47	2,0	30
Газовые	80	85	1050	1420	45	55	2,7	40
Ветровые	20	32	1600	2200	25	35	2,6	25
Солнечные	10	15	2500	5000	14	20	0,6	25

В связи с тем, что вводимые в 2015 г. электростанции будут затем работать в течение нескольких десятков лет, необходимо дополнитель но учесть средне- и долгосрочную динамику цен [11]. Особенno это важно для органического топлива в связи с постепенным исчерпанием его дешевых стоимостных категорий и необходимостью добывать все более дорогие энергоресурсы [1, 12]. Кроме того, в условиях России, при ее больших размерах и территориальной неравномерности распределения энергоресурсов, важное значение имеет учет региональной специфики конкурентоспособности энергоисточников разных типов [6, 7, 11].

При оценке эффективности энергоисточников цена ядерного топлива принималась равной 8 – 9 цент/кВт·ч (для России – 3,8 – 4,2 цент/кВт·ч), угля – 95 – 114 \$/тут. (для России – 35 – 83 \$/тут.), природного газа – 195 – 220 \$/тут. (для России – 75 – 137 \$/тут.). Средний годовой темп прироста цены на уголь в предстоящие 20 лет принят равным 0,7 – 1,7 %, на газ – 0,6 – 1,5 % в год (в России – 1% для угля и 1,5 % для газа) [11]. Такой рост цен соответствует объективным тенденциям развития мирового топливно-энергетического комплекса, которые, в конечном счете, окажут более существенное влияние на цены, чем краткосрочное воздействие политических факторов [12].

Предполагалось, что сроки строительства составляют для АЭС семь лет, электростанций на угле – четыре года, на газе – два года, ВИЭ – один год; затраты на снятие с эксплуатации равны 15% начальных капиталовложений для АЭС и 5% для других энергоисточников; эти затраты распределены на период 10 лет.

Результаты расчетов при норме дисконта  $d = 7,5\%$  представлены на рис. 1, 2. Рассмотрены два варианта – для зарубежных и российских условий.

Плата за выбросы диоксида углерода определялась на основе результатов математического моделирования [3 – 5] для трех сценариев:

1 – без ограничений на выбросы CO<sub>2</sub>, при этом цена выбросов  $p^* = 0 \$/т CO_2$ ;

## АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

2 – с умеренными ограничениями (37 Гт CO<sub>2</sub> в 2030 г. и 45 Гт CO<sub>2</sub> в 2050 г.),  
 $p^* = 30 \text{ \$/т CO}_2$ ;

3 – с жесткими ограничениями (30 Гт CO<sub>2</sub> в 2030 г. и 15 Гт CO<sub>2</sub> в 2050 г.),  
 $p^* = 120 \text{ \$/т CO}_2$ .

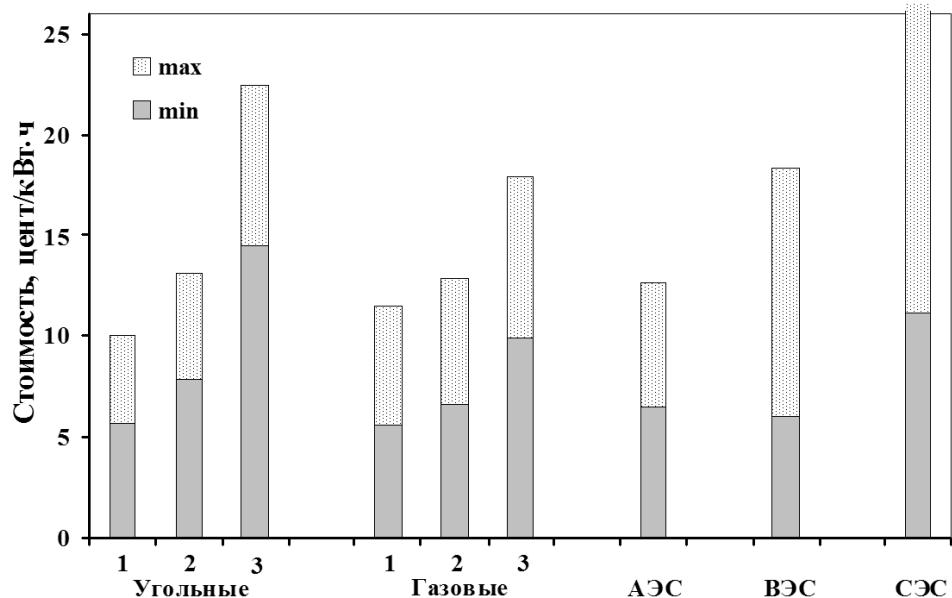


Рис. 1. Стоимость энергии электростанций разных типов для зарубежных условий (1 – без учета платы за выбросы; 2 – плата 30 \\$/т CO<sub>2</sub>; 3 – плата 120 \\$/т CO<sub>2</sub>); АЭС – атомные электростанции; ВЭС – ветровые электростанции; СЭС – солнечные электростанции

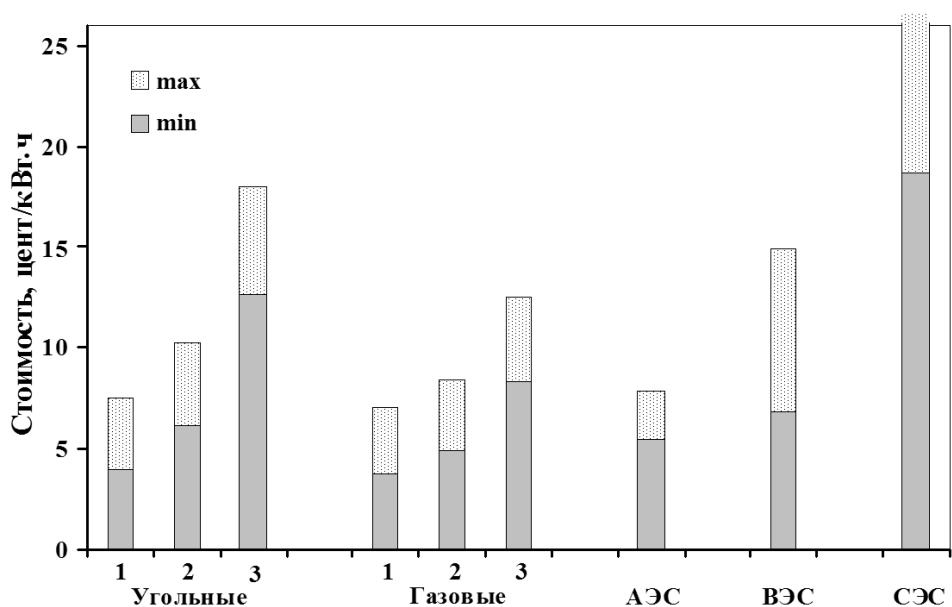


Рис. 2. Стоимость энергии электростанций разных типов для условий России (1 – без учета платы за выбросы; 2 – плата 30 \\$/т CO<sub>2</sub>; 3 – плата 120 \\$/т CO<sub>2</sub>); АЭС – атомные электростанции; ВЭС – ветровые электростанции; СЭС – солнечные электростанции

Как видно из результатов расчетов, без учета платы за выбросы как в России, так и за рубежом угольные, газовые, атомные и ветровые электростанции могут

оказаться равнозэкономичными – интервалы неопределенности стоимости электроэнергии перекрываются. Поэтому в каждом конкретном случае предпочтение должно отдаваться варианту, всесторонняя оценка которого выполнена с учетом местной специфики и стратегических целей энергетической политики страны: эффективное использование дефицитных ресурсов, диверсификация энергоснабжения, энергетическая безопасность, социально-экономическая эффективность, создание условий для перехода к устойчивому развитию и др.

С учетом платы за выбросы повышается конкурентоспособность АЭС и ВИЭ. При  $p^* = 120$  \$/т CO<sub>2</sub> стоимость электроэнергии угольных электростанций увеличивается более чем в два раза, и они во всех случаях не могут конкурировать с АЭС. При такой плате за выбросы с АЭС все еще могут конкурировать электростанции на газе, хотя в среднем они будут менее эффективны. Достаточно дешевую энергию могут производить ветровые электростанции, однако вследствие стохастического характера их работы требуется использование дублирующих мощностей. Энергия солнечных электростанций при использованных технико-экономических характеристиках остается все еще слишком дорогой.

## ПРОГНОЗ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ И МИРА

Для оценки конкурентоспособности ядерных энергоисточников недостаточно ограничиться сравнением стоимости производимой ими энергии со стоимостью энергии конкурирующих источников энергии. Необходимо учитывать также влияние системных эффектов, которые возникают вследствие наличия связей между объектами топливно-энергетического комплекса, дополнительных условий и ограничений. К ним относятся ограничения на уровни энергопотребления, добывчи органических топлив, выбросы вредных веществ, режимы электропотребления (работа в базовой или пиковой части графиков нагрузки), наличие возможности использования ядерной энергии не только для производства электроэнергии, но также тепла и вторичных энергоносителей (водорода), необходимость дублирования стохастической выработки ВИЭ, ограничения на темпы роста отдельных технологий и др.

Системные эффекты обычно учитываются посредством применения математических моделей, использования сценарного подхода для учета неопределенности информации о будущих условиях развития энергетики.

В работе для оценки конкурентоспособности ядерных и неядерных энергоисточников использована динамическая версия математической модели GEM (Global Energy Model). Модель описывает энергетику в виде взаимосвязанных процессов (технологий) добывчи или производства первичных энергоресурсов (нефти, природного газа, угля, урана, возобновляемых источников энергии), их преобразования во вторичные энергоносители (моторное топливо, синтетический природный газ, метanol, водород и др.) и производства конечных видов энергии (электрической, тепловой, механической и химической) [3, 12].

Для каждой из рассматриваемых технологий задаются удельные капиталовложения на ввод объектов, эксплуатационные затраты, выход конечного продукта на единицу потребляемого ресурса (КПД), выход побочных продуктов (вредных веществ) и некоторые другие характеристики. Ядерная энергетика в модели GEM представлена технологиями добывчи урана, производства электроэнергии на АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами, производства тепла на атомных станциях теплоснабжения, преобразования ядерной энергии в водород. Добыча урана представлена в виде технологий с различными ценами извлечения урана: от 10 до 37 \$/т у.т., что приблизительно соответствует топливной составляющей стоимости электроэнергии АЭС 0,4 – 1,3 цент/кВт·ч.

## АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Энергетическая система характеризуется множеством узлов (регионов)  $R = \{1, \dots, r_u\}$ , множеством технологий  $J = \{1, \dots, j_u\}$ , а также множествами графиков нагрузок, загрязнителей окружающей среды, энергоносителей (первичных, вторичных), конечных видов энергии, конечных продуктов (услуг) и неэнергетических факторов (например, инвестиции). Каждая технология  $j$  из списка  $J$  в регионе  $r \in R$  в период  $t \in T$  характеризуется установленной мощностью (производительностью)  $x_{tj}$  и удельными приведенными затратами  $c_{tj}$ .

Рассматриваемый интервал развития системы  $T$  разбивается на  $t_u$  периодов –  $T = \{1, \dots, t_u\}$  длительностью  $\Delta t_t$  каждый. Длительность периодов может быть величиной переменной. Требуется найти такую программу развития мировой энергетической системы (вектор  $x^{opt}$ ) на интервале времени  $T$ , которая доставляла бы минимум целевой функции  $Z$ . В качестве целевой функции выбраны суммарные приведенные затраты на развитие и функционирование МЭС на интервале  $T$ .

Математическое описание развития технологической структуры мировой энергетической системы в динамической постановке можно представить в следующем виде. Найти минимум целевой функции

$$Z = \sum_t \sum_r \sum_j c_{tj} x_{tj}, \quad \forall t \in T, \quad \forall r \in R, \quad \forall r \in R$$

при соблюдении условий, связанных с обеспечением покрытия потребностей в энергии и пиковых нагрузок, баланса производства и потребления энергоносителей и ряда ограничений (финансовых, на использование невозобновляемых энергетических ресурсов, экологических и прочих) [3, 12].

Для расчета на модели сформированы три сценария, аналогичные приведенным на рис. 3, 4 (1 – без ограничений на выбросы  $\text{CO}_2$ , 2 – с мягкими и 3 – с жесткими ограничениями).

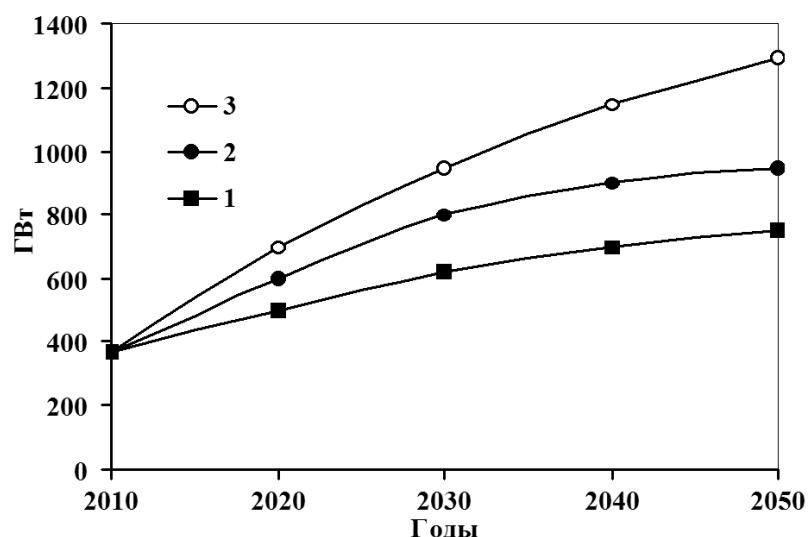


Рис. 3. Установленные мощности АЭС (ГВт) в мире для трех сценариев

В первом сценарии на протяжении всего прогнозного периода основой мировой энергетики остается органическое топливо, прежде всего уголь. Основным источником выбросов диоксида углерода в этом сценарии являются угольные электростанции и котельные, играющие важную роль в производстве электрической и тепловой энергии. Ужесточение ограничений на выбросы приводит к уменьшению по-

требления органических топлив, особенно угля. С другой стороны, существенно возрастает потребление ядерной энергии и возобновляемых источников энергии.

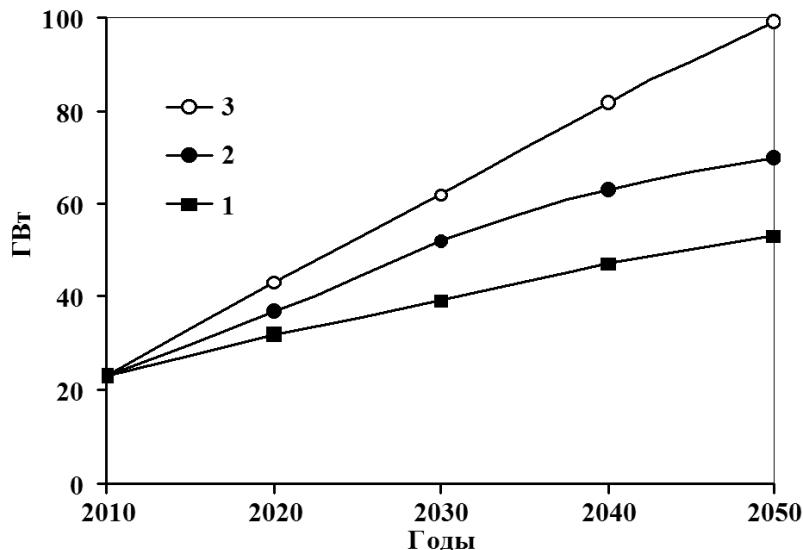


Рис. 4. Установленные мощности АЭС (ГВт) в России для трех сценариев

Расчеты показывают, что в зависимости от складывающихся внешних условий развития мировой энергетики, в частности, ограничений на выбросы парниковых газов, уже с первой четверти XXI в. может возникнуть необходимость ввода реакторов на быстрых нейтронах – бридеров [12 – 18].

Согласно проведенным расчетам, доля АЭС в мировом производстве электроэнергии должна возрасти и составить 17 – 24 % в середине века (табл. 2). В России доля АЭС будет еще выше за счет более быстрого перехода к использованию реакторов на быстрых нейтронах и составит 25 – 36 % к середине века.

Таблица 2

**Производство электроэнергии (тыс. ТВтЧ/год) и доля АЭС в производстве электроэнергии (%)**

	Годы		
	2010	2030	2050
Мир, всего	18,2	29–32	36–42
в т.ч. АЭС	2,6	5–7	6–10
доля АЭС, %	14	17–22	17–24
Россия, всего	1,0	1,3–1,6	1,6–2,0
в т.ч. АЭС	0,2	0,3–0,5	0,4–0,7
доля АЭС, %	17	23–28	25–36

Приведенные прогнозы отражают оптимальные масштабы развития ядерной энергетики по экономическому критерию. Они справедливы в рамках рассмотренных сценариев. При этом сценарий низких цен на органическое топливо, который начал реализовываться в последнее время, не рассматривался. Такой подход оправдан тем, что этот сценарий в значительной степени связан с внеэкономическими факторами, и в долгосрочной перспективе рост цен на органическое топливо будет неизбежен в связи с исчерпанием его ресурсов. Кроме того, в случае введения экологических

## АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

---

ограничений повышение конкурентоспособности АЭС и ВИЭ произойдет при любых ценах на топливо.

### ВЫВОДЫ

1. Проведено сопоставление экономической эффективности электростанций разных типов с учетом неопределенности параметров. Показано, что без учета платы за выбросы энергоисточники всех рассмотренных типов могут оказаться конкурентоспособными на энергетических рынках (при тех или иных условиях), в том числе и в России. Внедрение более дорогих солнечных электростанций стимулируется, в основном, внеэкономическими факторами.

2. При учете платы за выбросы парниковых газов повышается конкурентоспособность АЭС и ВИЭ, причем атомные электростанции становятся наиболее экономичным источником энергии.

3. Дополнительное сравнение энергоисточников разных типов с учетом системных эффектов выполнено с использованием модели GEM. Расчеты показывают, что во всех рассмотренных сценариях должны возрасти масштабы использования ядерной энергии. Наиболее существенным этот рост будет при жестких экологических ограничениях – примерно в четыре раза в России и 3,5 раза в мире.

### Литература

1. Climate Change 2014. IPCC Fifth Assessment Synthesis Report, 2014. 139 p.
2. Указ Президента Российской Федерации «О сокращении выбросов парниковых газов» № 752 от 30.09.2013. – Российская газета. 2013. – 4 октября 2013 г.  
(Доступно на сайте <http://www.rg.ru/2013/10/04/eco-dok.html>).
3. Belyaev L.S., Marchenko O.V., Filippov S.P. et al. World energy and transition to sustainable development. – Dordrecht, Boston, London: Kluwer Academic Publishers, 2002. – 264 p.
4. World Energy Outlook. – Paris: IEA, 2013. – 708 p.
5. Luckow P., Stanton E., Field S. et al. 2015 Carbon Dioxide Price Forecast. – Synapse Energy Economics, Inc., Cambridge, Massachusetts, USA, 2015. – 39 p.
6. Марченко О.В., Соломин С.В. Анализ области экономической эффективности ветродизельных электростанций // Промышленная энергетика. – 1999. – № 2. – С.49-53.
7. Марченко О.В., Соломин С.В. Анализ экономической эффективности возобновляемых источников энергии в децентрализованных системах энергоснабжения // Альтернативная энергетика и экология. – 2009. – № 5. – С.78-84.
8. World energy perspective: cost of energy technologies. – London: World Energy Council, 2013. – 48 p.
9. Projected costs of generating electricity. 2010 edition. – Paris: International Energy Agency/Nuclear Energy Agency, 2010. – 215 p.
10. Technology Roadmap: Nuclear Energy. 2015 edition. – Paris: IEA, 2015. – 64 p.
11. Кононов Ю.Д. Анализ и прогноз возможной динамики цен на топливо на мировых и российских рынках. – Иркутск: ИСЭМ СО РАН, 2013. – 30 с.
12. Беляев Л.С., Марченко О.В., Соломин С.В. Исследование долгосрочных тенденций развития энергетики России и мира // Известия РАН. Энергетика. – 2011. – № 2. – С. 3-11.
13. Мурогов В.М., Пономарев-Степной Н.Н. Ядерная технология – гарант стабильности России в XXI веке // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 2. – С. 3-8.
14. Зродников А.В. Быстрые реакторы в энергообеспечении устойчивого развития России // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 183-185.
15. Поплавский В.М. Состояние и тенденции развития технологии быстрых реакторов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 1. – С. 5-15.
16. Егоров А.В., Коробейников В.В., Поплавская Е.В., Фесенко Г.В. Оценка чувствительности модели развития ядерной энергетики России к возможным изменениям выбранных экономических параметров // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – № 3. – С. 53-61.

17. Каграманян В.С., Коробейников В.В., Поплавская Е.В. и др. Оценка экономического риска, обусловленного задержкой ввода АЭС с быстрыми реакторами // Атомная энергия. – 2013. Т. 114. – Вып. 2. – С. 67–76.

18. Адамов Е.О., Джалаевян А.В., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 года // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – Вып. 6. – С. 319–330.

Поступила в редакцию 26.06.2015 г.

**Авторы**

Марченко Олег Владимирович, ведущий научный сотрудник, доцент, канд. техн. наук  
E-mail: marchenko@isem.irk.ru

Соломин Сергей Владимирович, старший научный сотрудник, канд. техн. наук  
E-mail: solomin@isem.irk.ru

UDC 621.039.003

## **INVESTIGATION OF ECOLOGICAL CONSTRAINTS INFLUENCE ON COMPETITIVENESS OF NUCLEAR POWER PLANTS**

Marchenko O.V. , Solomin S.V.

Melentiev Energy Systems Institute of Siberian Branch of the Russian Academy of Sciences. 130, Lermontov st., Irkutsk, 664033 Russia

### **ABSTRACT**

The analysis of economic efficiency of nuclear power sources and competing power plants on organic fuel and renewables is carried out to the period till 2050.

Technical and economic indicators of power plants of different types taking into account an interval of their uncertainty are systematized. Competitiveness of power plants of different types was estimated on the basis of their electric energy cost. Energy cost is presented in the form of the sum of such components: cost of construction, annual operational cost, decommissioning cost, fuel cost, and a payment for emissions. It is shown that without a payment for emissions power sources of all considered types can be competitive in the energy markets (under these or those conditions), including markets in Russia. Under the condition with ecological constraints (a payment for greenhouse gases emissions) nuclear power plants appear the most economic power sources.

Additional comparison of power sources of different types taking into account system effects has been performed with use of the GEM model (Global Energy Model). Calculations show that scales of nuclear energy use have to increase in all three considered scenarios. This growth will be the most essential at rigid ecological constraints – approximately by 4 times to the middle of the century in Russia and 3,5 times in the world.

**Key words:** nuclear energy, electricity cost, ecological constraints, emission cost, efficiency, energy model, forecast.

### **REFERENCES**

1. Climate Change 2014. IPCC Fifth Assessment Synthesis Report, 2014. 139 p.
2. Указ Президента Российской Федерации «О снижении выбросов парниковых газов» № 752 от 30.09.2013 (The decree of the President of the Russian Federation «About reduction of greenhouse gases emissions» No. 752 of 30.09.2013). Available at: <http://www.rg.ru/2013/10/04/eco-dok.html> (accessed 4 Oct. 2013) (in Russian).

## АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

---

3. Belyaev L.S., Marchenko O.V., Filippov S.P., Solomin S.V., Stepanova T.B., Kokorin A.L. World energy and transition to sustainable development. Dordrecht/Boston/London, Kluwer Academic Publishers, 2002. 264 p.
4. World Energy Outlook. Paris, IEA, 2013. 708 p.
5. Luckow P., Stanton E., Field S., Biewald B., Jackson S., Fisher J., Wilson R. 2015 Carbon Dioxide Price Forecast. Cambridge, Massachusetts, USA, Synapce Energy Economics, Inc., 2015. 39 p.
6. Marchenko O.V., Solomin S.V. Analiz oblasti ekonomiceskoy effektivnosti vetrodizel'nyh elektrostancii [Economical efficiency analysis of wind-diesel power plant]. *Promyshlennaya energetika*. 1999, no. 2, pp. 49-53 (in Russian).
7. Marchenko O.V., Solomin S.V. Analiz ekonomiceskoy effektivnosti vozobnovlyaemyh istochnikov energii v decentralizovannyh sistemah jenergosnabzheniya [The analysis of economic effectiveness of renewable energy sources in decentralized energy system]. *Al'ternativnaya energetika i ekologiya* (International Scientific Journal for Alternative Energy and Ecology). 2009, no. 5, pp. 78-84 (in Russian).
8. World energy perspective: cost of energy technologies. London, World Energy Council, 2013. 48 p.
9. Projected costs of generating electricity. 2010 edition. Paris, International Energy Agency/Nuclear Energy Agency, 2010. 215 p.
10. Technology Roadmap: Nuclear Energy. 2015 edition. Paris, IEA, 2015. 64 p.
11. Kononov Yu.D. Analiz i prognoz vozmozhnoj dinamiki cen na toplivo na mirovyh i rossijskih rynkah [The analysis and the forecast of possible dynamics of fuel prices in the world and Russian markets]. Irkutsk, ISEM SO RAN, 2013. 30 p. (in Russian).
12. Belyaev L.S., Marchenko O.V., Solomin S.V. Issledovanie dolgosrochnyh tendencij razvitiya jenergetiki Rossii i mira [Investigation of long-term trends of Russia and world energy systems development]. *Izvestiya RAN. Energetika*. 2011, no. 2, pp. 3-11. (in Russian).
13. Murogov V.M., Ponomarev-Stepnoy N.N. Yadernaya tehnologiya – garant stabil'nosti Rossii v XXI veke [Nuclear Technology – Guarantee of the Stable Development Russia in the 21 Centure]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2005, no. 2, pp. 3-8 (in Russian).
14. Zrodnikov A.V. Fast reactors in the energy security for the stable development of Russia. *Atomic Energy*. 2010, v. 108, no. 4, pp. 230-233.
15. Poplavsky V.M. Sostoyanie i tendencii razvitiya tehnologii bystryh reaktorov [Status and Trends of the Fast Reactor Technology Development]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no. 1, pp. 5-15 (in Russian).
16. Egorov A.V., Korobeynikov V.V., Poplavskaya E.V., Fesenko G.V. Ocenna chuvstvitel'nosti modeli razvitiya jadernoy jenergetiki Rossii k vozmozhnym izmeneniyam vybrannyyh jekonomiceskikh parametrov [Assessment of Russia Nuclear Power Development Model Sensitivity Analysis to Possible Changes of Selected Economic Parameters]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 3, pp. 53-61 (in Russian).
17. Kagramanyan V.S., Korobeynikov V.V., Poplavskaya E.V., Belyaev L.S., Marchenko O.V., Solomin S.V. Assessment of the economic risk due to delayed startup of NPP with fast reactors. *Atomic Energy*. 2013, vol. 114, no. 2, pp. 83-93.
18. Adamov E.O., Dzhalavyan A.V., Lopatkin A.V., Molokanov N.A., Muravyov E.V., Orlov V.V., Kal'akin S.G., Rachkov V.I., Troyanov V.M., Avrorin E.N., Ivanov V.B., Aleksakhin R.M. Conceptual framework of a strategy for the development of nuclear power in Russia to 2100// *Atomic Energy*. 2012, v. 112, no. 6, pp. 391-403.

### Authors

Marchenko Oleg Vladimirovich, Leading Researcher, Associate Professor  
E-mail: marchenko@isem.irk.ru

Solomin Sergej Vladimirovich, Senior Researcher  
E-mail: solomin@isem.irk.ru

# ГЕТЕРОГЕННЫЙ СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫЙ ДЕТЕКТОР БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ С ВЫСОКОЙ ДИСКРИМИНАЦИЕЙ ГАММА-ФОНА

Ю.И. Чернухин\*, А.А. Юдов\*\*, С.И. Стрельцов\*\*

\* Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».

456776, Челябинская область, г. Снежинск, ул. Комсомольская, 8.

\*\* ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина».

456770, Снежинск, Челябинская область, ул. Васильева, 13, а/я. 245.



Нейtronные детекторы широко используются в работах по контролю сохранности и несанкционированного провоза ядерных и радиоактивных материалов. Особенностью таких работ является необходимость проведения измерений потоков нейтронного излучения контролируемых объектов близких к значениям фонового потока. Рассматривается возможность улучшения характеристик многослойного детектора нейтронов с оптоволоконными сенсорами на основе литий-силикатного ( $^6\text{Li}$ ) стекла за счет замены в нем слоев из полиэтилена на водородосодержащие слои из сцинтилирующей пластмассы. Комбинация двух типов датчиков, чувствительных к нейтронам, позволяет организовать двухступенчатую дискриминацию гамма-фона по амплитудному и времененному критериям при измерениях в смешанных  $n, \gamma$ -полях. Представленный в статье гетерогенный сцинтиляционный детектор обладает значительно более высоким коэффициентом дискриминации гамма-фона, чем у существующих образцов многослойных детекторов нейтронов при сохранении сравнительно высокой эффективности регистрации нейтронов, характерной для них.

**Ключевые слова:** гетерогенный сцинтиляционный детектор, многослойный детектор нейтронов, дискриминация  $\gamma$ -фона, оптоволоконные сенсоры на основе лития.

Нейтронные детекторы широко используются в работах по контролю за сохранностью и несанкционированным провозом ядерных и радиоактивных материалов (ЯРМ), что является одной из основных задач в проблеме обеспечения нераспространения ЯРМ. Особенностью таких работ является необходимость проведения измерений плотностей потоков нейтронного излучения контролируемых объектов, близких к значениям фоновых или даже менее фоновых плотностей потоков излучений нейтронов ( $n$ ) и  $\gamma$ -квантов, которые для естественных условий вблизи поверхности Земли составляют [1 – 3]

$\Phi_{\text{т,ф}} \sim (1,1 - 1,5) \cdot 10^{-3} \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$  – для тепловых нейтронов с энергиями  $E_n < 0,4 \text{ эВ}$ ;

$\Phi_{\text{п,ф}} \sim (1,9 - 2,9) \cdot 10^{-3} \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$  – для промежуточных нейтронов с  $E_n \sim (0,4 - 10^5) \text{ эВ}$ ;

$\Phi_{\text{б,ф}} \sim (2,9 - 3,2) \cdot 10^{-3} \text{ н/см}^2 \cdot \text{с}$  – для быстрых нейтронов с  $E_n \sim (0,1 - 10) \text{ МэВ}$ ;

$\Phi_{\gamma} \sim 5 - 10 \text{ кв/см}^2 \cdot \text{с}$  – для  $\gamma$ -квантов с энергиями  $E_{\gamma} \sim 1 \text{ МэВ}$ .

Из этих данных следуют основные требования к детекторам быстрых нейтронов для указанных выше целей.

- Высокая чувствительность. Так, чтобы скорость счета детектора при регистрации эффекта с плотностью потока быстрых нейтронов  $\Phi_\alpha \sim \Phi_{\text{б.ф}}$  составляла  $\sim 0,5 \text{ с}^{-1}$ , его чувствительность  $C$  должна быть  $\sim 170 \text{ см}^2/\text{n}$ .

- Высокий коэффициент дискриминации  $\gamma$ -квантов. Чтобы естественным  $\gamma$ -фоном при регистрации быстрых нейтронов с плотностью потока  $\Phi_\alpha \sim \Phi_{\text{б.ф}}$  можно было пренебречь, этот коэффициент должен быть  $K_\gamma > 3 \cdot 10^4$ ; при наличии дополнительных источников  $\gamma$ -фона его величина должна быть еще больше.

- Возможность работы в спектрометрическом режиме для идентификации контролируемых источников быстрых нейтронов и снижения влияния  $n$ -фона на результаты измерений в выделенных энергетических интервалах.

В наибольшей степени этим требованиям удовлетворяет разработанный в Тихоокеанской Северо-Западной национальной лаборатории (ТСЗНЛ) США широкоапertureный многослойный детектор нейтронов (МДН) [4, 5], который представляет собой совокупность попарно чередующихся слоев из полиэтилена толщиной  $\sim 1 - 2 \text{ см}$  и сенсорных слоев с эффективной толщиной  $\Delta \sim 0,014 \text{ см}$  из сцинтилирующего оптоволокна ( $\varnothing \sim 120 \text{ мкм}$ ) на основе литий-силикатного стекла (с повышенным содержанием изотопа  $^{6}\text{Li}$ ), активированного церием ( $\text{Ce}^{3+}$ ) с характерным временем выесвечивания квантов  $\sim 40 - 60 \text{ нс}$  в синем диапазоне с длиной волны  $\sim 470 \text{ нм}$ . Физическая схема детектора ТСЗНЛ [6, 7] приведена на рис. 1.

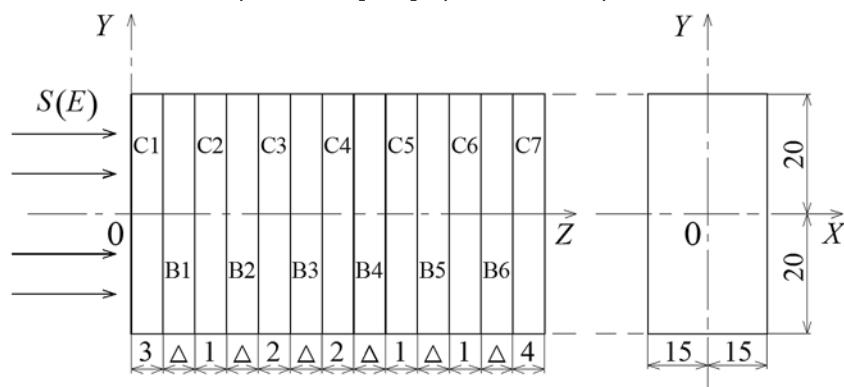


Рис. 1. Физическая схема МДН [6, 7]: C<sub>i</sub>,  $i = 1, 2, \dots, 7$  – слои полиэтилена ( $\text{CH}_2$ ,  $\rho = 0,96 \text{ г}/\text{см}^3$ ); B<sub>i</sub>,  $i = 1, 2, \dots, 6$  – слои сцинтилирующего оптоволокна, активированного изотопом  $^{6}\text{Li}$  ( $\text{Si}_{1,0} \text{O}_{2,58} ^{6}\text{Li}_{0,363} ^{7}\text{Li}_{0,027}$ ,  $\rho = 2,58 \text{ г}/\text{см}^3$ ,  $\Delta = 0,014 \text{ см}$ ); S (E) – источник нейтронов ( $\gamma$ -квантов) с энергией E. Все размеры в сантиметрах

Принцип действия этого детектора основан на замедлении нейтронов в C-слоях до тепловых энергий за счет упругого рассеяния на ядрах водорода с последующим возбуждением в B-слоях экзотермических  $^{6}\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ -реакций ( $Q \sim 4,8 \text{ МэВ}$ ), высокоэнергетичные продукты которых ( $T, \alpha$ ) вызывают в них световые вспышки (сцинтиляции), регистрируемые фотоэлектронными умножителями (ФЭУ), соединенными со слоями оптоволокна.

Проведенные исследования показали, что суммарная чувствительность по всем сенсорным слоям указанного детектора к нейтронам с энергиями  $0,5 - 10 \text{ МэВ}$  варьируется в диапазоне порядка  $300 - 120 \text{ см}^2/\text{n}$ .

Детектор обладает также чувствительностью к  $\gamma$ -излучению, но из-за большой разницы пробегов быстрых электронов, рождающихся, в основном, при комптоновском взаимодействии  $\gamma$ -квантов с рабочим телом детектора, и тяжелых заряженных частиц реакции  $^{6}\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$  в сенсорных слоях амплитуды соответствующих им сигналов существенно различаются (рис. 2), что создает возможность для

дискриминации  $\gamma$ -фона с коэффициентом  $K_\gamma \sim (1 - 8) \cdot 10^3$  [5].

В работах [7, 9, 10] отмечено, что при послойной регистрации сигналов МДН позволяет проводить оценку спектральных характеристик регистрируемых источников нейтронов.

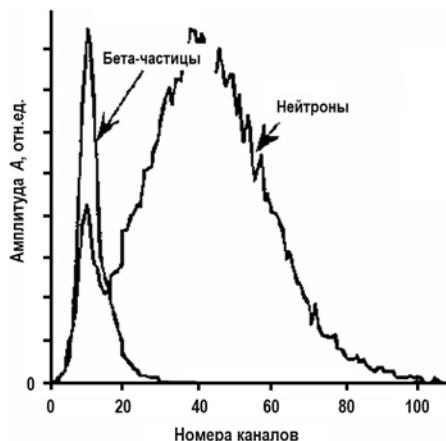


Рис. 2. Амплитудный спектр сигналов при взаимодействии нейтронов и  $\beta$ -частиц ( $^{90}\text{Sr}$ ,  $E_{\beta\max} \sim 0,55\text{МэВ}$ ) со стекловолоконными сенсорами МДН [8]

Улучшение характеристик МДН с оптоволоконными сенсорами на основе литий-силикатного ( $^6\text{Li}$ ) стекла (см. рис. 1) можно достичь за счет замены в нем слоев из полиэтилена на водородосодержащие слои из сцинтилирующей пластмассы. Такая модификация МДН, далее называемая гетерогенным сцинтилляционным детектором нейтронов (ГСД-п), содержит два вида датчиков, чувствительных к нейtronам: литий-содержащее ( $^6\text{Li}$ ) стекловолокно и органический сцинтиллятор, что открывает возможность организации его работы в режиме многоступенчатой дискриминации  $\gamma$ -фона и, тем самым, достижения более высоких значений коэффициентов  $K_\gamma$ , чем у зарубежных МДН только со стекловолоконными сенсорами.

Для анализа характеристик ГСД-п был проведен цикл расчетов методом Монте-Карло с расчетной моделью детектора (см. рис. 1) при условии, что слои  $C_i$  ( $i = 1, 2, \dots, 6$ ) – полистирольный сцинтиллятор ( $\text{CH}_{1,1}$ ,  $\rho = 1,06 \text{ г}/\text{см}^3$ ),  $S(E)$  – однородный плоско-параллельный источник  $n$ - $\gamma$ -излучения с энергией  $E$ , а регистрация сигналов детектора ведется суммарно со всех слоев  $B_i$  ( $i = 1, 2, \dots, 6$ , В-канал) и слоев  $C_i$  ( $i = 1, 2, \dots, 6$ , С-канал).

В расчетах определялись нормированные на один нейtron ( $\gamma$ -квант) источника суммарные по слоям В и С зависимости.

- Число реакций  $^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$  в слоях В при энергиях нейтронов источника  $E_n = 0,1 - 8 \text{ МэВ}$ , которое характеризует эффективность их регистрации в этих слоях –  $\mathcal{E}_n^B(E_n)$ .

- Временная зависимость этой величины для мгновенного источника нейтронов при энергиях  $E_n = 1 - 8 \text{ МэВ}$ , нормированная на ее максимальное значение

$$W_n^B(t, E_n) = \mathcal{E}_n^B(t, E_n) / \mathcal{E}_n^B(E_n). \quad (1)$$

- Энергетическое распределение флюенса нейтронов  $\Phi(E)$  в С-слоях и на его основе – спектр протонов отдачи, образующихся при их упругом рассеянии на ядрах водорода в этих областях, для источников нейтронов с энергиями  $E_n = 0,7 - 8 \text{ МэВ}$

$$\begin{aligned} R(E_p, E_n) &= \sum_{i=1}^6 V_i \int_0^{E_n} \Sigma_H(E') \frac{1}{E'} [\eta(E_p) - \eta(E_p - E')] \Phi_i(E') dE' = \\ &= \sum_{i=1}^6 V_i \int_{E_p}^{E_n} \Sigma_H(E') \frac{\Phi_i(E')}{E'} dE' \end{aligned} \quad (2)$$

## БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

и эффективность регистрации нейтронов источника при пороге регистрации протонов отдачи в С-канале  $E_{p,n} = 0,5$  МэВ

$$\mathcal{E}_n^C(E_n) = \int_{E_{p,n}}^{E_n} R(E_p, E_n) dE_p, \quad (3)$$

где  $\Sigma_H(E')$  – макроскопическое сечение упругого рассеяния нейтронов с энергией  $E'$  на ядрах водорода,  $V_i$  – объем слоя  $C_i$ ;  $\eta(E')$  – единичная функция Хевисайда.

- Распределение плотности вероятности поглощения энергии  $\varepsilon$  в В-слоях  $W_\gamma^B(\varepsilon)$  для источников  $\gamma$ -квантов с энергиями  $E_\gamma = 0,5 - 10$  МэВ и на его основе – эффективность их регистрации в В-слоях при двух значениях пороговой энергии  $\varepsilon_{n1} = 0,25$  МэВ и  $\varepsilon_{n2} = 0,5$  МэВ:

$$\mathcal{E}_\gamma^B(E_\gamma, \varepsilon_n) = \int_{\varepsilon_n}^{E_\gamma} W_\gamma^B(\varepsilon, E_\gamma) d\varepsilon. \quad (4)$$

При этом считалось, что акты возникновения протонов отдачи в С-слоях с энергией  $E_p \geq E_{p,n}$ , потерь энергии  $\gamma$ -квантов с  $\varepsilon \geq \varepsilon_n$  и реакций  ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$  в В-слоях детектора регистрируются измерительной аппаратурой со 100%-ной вероятностью.

Таблица 1

**Распределение плотности вероятности поглощения энергии  $\gamma$ -квантов в В-слоях ГСД-п**

$E_\gamma$ , МэВ $\Delta\varepsilon$ , МэВ	$W_\gamma^B, 10^{-2} 1/\text{МэВ}$				
	0,5	1,0	2,0	4,0	10
0,1 – 0,25	6,20	9,13	12,3	17,2	31,9
0,25 – 0,5	0,32	1,28	2,16	2,92	4,56
0,5 – 0,75	0	0,024	0,16	0,36	0,68
0,75 – 1,0	0	0	0,008	0,04	0,08
1,0 – 1,5	0	0	0	0,002	0,016
> 1,5	0	0	0	0	0

Таблица 2

**Эффективность регистрации  $\gamma$ -квантов в В-слоях ГСД-п**

$E_\gamma$ , МэВ $\varepsilon_n$ , МэВ	$\mathcal{E}_\gamma^B, \%$				
	0,5	1,0	2,0	4,0	10
0,25	0,08	0,33	0,58	0,83	1,34
0,5	0	0,006	0,04	0,10	0,20

Таблица 3

**Эффективность регистрации нейтронов в В- и С-слоях ГСД-п**

$E_n$ , МэВ В	0,1	0,7	1,0	2,0	4,0	6,0	8,0
$\mathcal{E}_n^B, \%$	21,8	22,3	21,4	17,9	12,6	10,2	7,9
$\mathcal{E}_n^C, \%$ ( $E_{p,n} = 0,5$ МэВ)	–	24,6	51,0	86,5	94,1	84,1	75,5

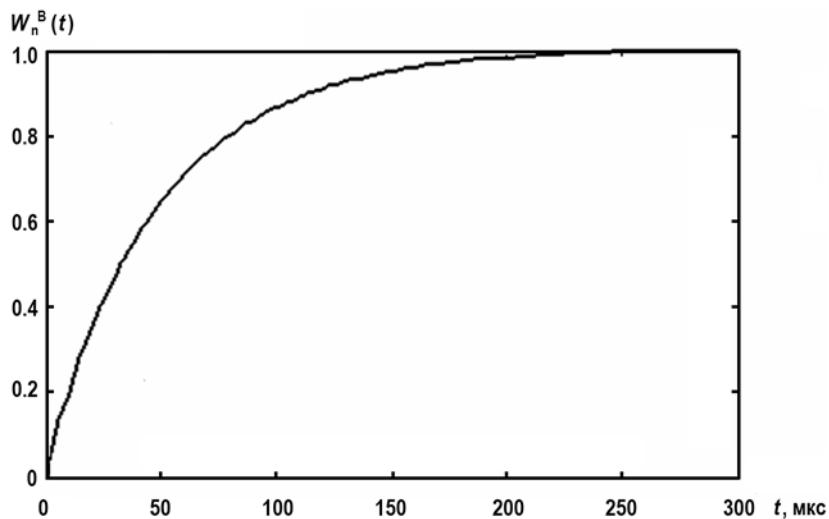


Рис. 3. Временная зависимость эффективности регистрации нейтронов с энергиями  $E_n = 1 - 8$  МэВ в В-канале ГСД-п

Основные результаты проведенных расчетов представлены в табл. 1 – 3 и на рис. 3. Согласно данным табл. 1, максимальная поглощенная энергия в В-слоях рассматриваемой модели ГСД-п в широком диапазоне энергий  $\gamma$ -квантов источника  $E_\gamma \approx 1 - 10$  МэВ не превышает значения  $\varepsilon_m \sim 1,5$  МэВ, что меньше энергии заряженных частиц реакции  ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ , определяющих регистрацию нейтронов в этих слоях,

$$\varepsilon_m \ll Q \sim 4,8 \text{ МэВ.} \quad (5)$$

Это соотношение является основой для значительного уменьшения эффективности регистрации  $\gamma$ -квантов в В-канале посредством соответствующего выбора пороговой энергии  $\varepsilon_n$  без существенного влияния на эффективность регистрации нейтронов в этом канале. Из приведенных в табл. 2 данных следует, что при  $\varepsilon_n = 0,5$  МэВ коэффициент дискриминации при регистрации  $\gamma$ -квантов с энергией  $E_\gamma \sim 2$  МэВ в В-канале по отношению к падающему на входное окно ГСД-п  $\gamma$ -потоку составит  $K_\gamma \sim 2,5 \cdot 10^3$ . С уменьшением энергии  $E_\gamma$  величина  $K_\gamma$  возрастает.

Как показал анализ, соотношение (5) является следствием того, что при толщине В-слоев ( $\Delta = 0,014$  см), принятой в ГСД-п, сцинтиляции в них вызываются, в основном, быстрыми электронами, рождающимися при взаимодействии  $\gamma$ -квантов источника с веществом более толстых ( $\sim 1$  см) С-слоев. Отсюда следует, что регистрация как нейтронов, так и  $\gamma$ -квантов в В-слоях ГСД-п является вторичным процессом по отношению к процессу первичного их взаимодействия в С-слоях, т.е. каждому акту регистрации в В-слоях предшествует акт взаимодействия  $\gamma$ -кванта или нейтрона в С-слоях. При регистрации  $\gamma$ -квантов временной интервал между этими событиями  $\tau_{\text{CB}}$  по оценке не превышает 10 нс.

Интервал  $\tau_n^{\text{CB}}$ , соответствующий регистрации быстрых нейтронов, был найден по расчетной зависимости  $W_n^B(t)$ , полученной для рассматриваемой модели ГСД-п при энергиях нейтронов источника  $E_n = 1 - 8$  МэВ и приведенной на рис. 3. В указанном диапазоне она практически не зависит от энергии  $E_n$  и с точностью 5% может быть аппроксимирована функцией

$$W_n^B(t) = 1 - \exp(-t/t_0), \quad t_0 = 46,3 \text{ мкс,} \quad (6)$$

откуда следует  $\tau_n^{\text{CB}} \equiv 200$  мкс, что много больше  $\tau_{\gamma}^{\text{CB}}_{\text{max}}$ :

$$\tau_n^{\text{CB}} \gg \tau_{\gamma}^{\text{CB}}_{\text{max}} \quad (7)$$

и обусловлено, в основном, процессами замедления и термализации нейтронов в С-слоях.

Соотношение (7) открывает возможность дискриминации  $\gamma$ -фона по временному критерию при  $n$ -измерениях с применением ГСД- $n$ . Для этого система регистрации детектора должна быть оснащена схемой совпадений сигналов от В- и С-слоев с «окном регистрации», которое в соответствии с рис. 3, целесообразно выбрать равным  $\Delta\tau_{cc} \approx 0,1 - 200$  мкс. При таком выборе обеспечивается близкая к предельной эффективность регистрации быстрых нейтронов и практически полная дискриминация  $\gamma$ -квантов при измерениях в смешанных  $n$ -, $\gamma$ -полях. Полученные в расчетах эффективности регистрации нейтронов  $\mathcal{E}_n^B$  и  $\mathcal{E}_n^C$  соответственно в В- и С-каналах измерений ГСД- $n$  представлены в табл. 3, откуда следует, что его эффективность при работе в режиме «совпадений» будет близка к значению  $\mathcal{E}_n^B$  и при энергиях  $E_n \sim 1 - 8$  МэВ составит  $\sim 10\%$ .

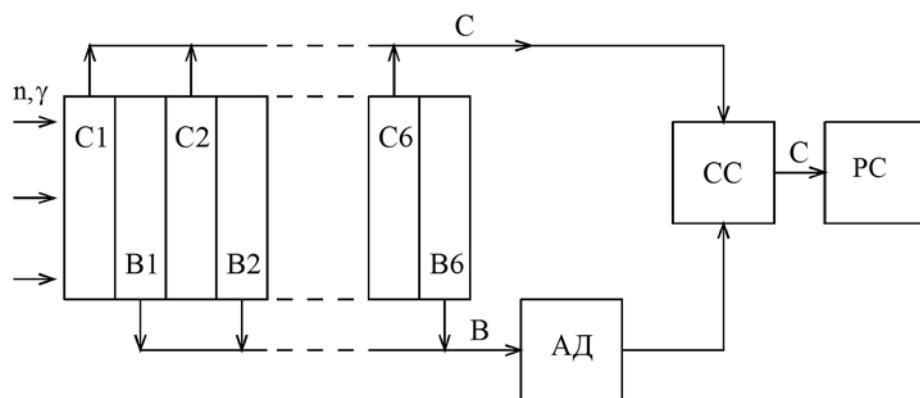


Рис. 4. Схема регистрации сигналов ГСД- $n$  с двумя ступенями дискриминации  $\gamma$ -фона: С – канал регистрации сигналов от С-слоев (из сцинтилирующей пластмассы); В – канал регистрации сигналов от В-слоев (из  $^{6}\text{Li}$ -содержащего стекловолокна); АД – амплитудный дискриминатор; СС – схема совпадений; РС – регистратор

Блок-схема регистрации сигналов ГСД- $n$  с двумя ступенями дискриминации  $\gamma$ -фона представлена на рис. 4. При регистрации быстрых нейтронов дискриминатор АД в В-канале ГСД- $n$  пропускает сигналы с амплитудой, превышающей пороговое значение  $A_0$ , соответствующее регистрации в нем нейтронов, и не пропускает сигналы, с амплитудами  $A < A_0$ , соответствующие регистрации  $\gamma$ -квантов (первая ступень  $n$ -, $\gamma$ -дискриминации по критерию (5)). Пропущенные через дискриминатор сигналы канала В (вторичные по отношению к сигналам канала С) совместно с сигналами канала С (первичными) поступают в схему совпадения СС с «окном регистрации»  $\Delta\tau_{cc}$ , которая при условии, что интервал  $\tau^{CB}$  попадает в «окно регистрации» ( $\tau^{CB} \in \Delta\tau_{cc}$ ), идентифицирует сигналы канала С как вызываемые нейтронами (вторая ступень  $n$ -, $\gamma$ -дискриминации по критерию (7)) и направляет их к регистратору РС.

Измерительная система с ГСД- $n$  (см. рис. 4) может работать в режиме нейтронного спектрометра с высокой дискриминацией  $\gamma$ -фона. Для этого в выходном каскаде регистратор РС должен быть заменен на амплитудный анализатор импульсных сигналов С-канала, измеряющий энергетический спектр протонов отдачи  $F(E_p)$  в С-слоях детектора. После чего энергетическое распределение флюенса нейтронов  $\Phi(E)$ , падающих на входное окно детектора площадью  $P$ , определяется соотношением

$$F(E_p) = P \cdot \int_{E_n}^{E_m} R(E_p, E) \cdot \Phi(E) dE, \quad (8)$$

где  $R(E_p, E)$  – функция отклика С-канала спектрометра, нормированная на один нейtron источника,  $E_m$  – максимальная энергия в спектре нейтронов контролируемого источника.

К недостаткам рассматриваемой измерительной системы с ГСД-п следует отнести необходимость работы в одночастичном режиме регистрации и, как следствие, существенное ограничение ее предельной загрузки. Однако этот недостаток может быть устранен при использовании в качестве С-слоев разрабатываемых в настоящее время новых пластиковых сцинтилляторов, обладающих свойством  $n,\gamma$ -разделения по временной форме импульсов флуоресценции [11]. Применение таких сцинтилляторов в С-слоях ГСД-п позволит не только улучшить быстродействие рассматриваемой измерительной системы, но и ввести третью ступень дискриминации  $\gamma$ -фона по форме импульсных сигналов, регистрируемых в С-канале.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведен анализ работы гетерогенного сцинтилляционного детектора быстрых нейтронов (ГСД-п), состоящего из совокупности попарно чередующихся слоев полистирольного сцинтиллятора (С-слоев) толщиной 1 – 2 см и слоев сцинтиллирующего оптоволокна (В-слоев) с эффективной толщиной ~ 0,014 см из литий-силикатного ( $^6\text{Li}$ ) стекла.

Такая комбинация чувствительных к нейтронам датчиков позволяет организовать двухступенчатую дискриминацию  $\gamma$ -фона при измерениях в смешанных  $n,\gamma$ -полях: по амплитудному критерию (из-за различия амплитуд импульсных сигналов от нейтронов и  $\gamma$ -квантов в В-канале регистрации) и по временному критерию (из-за большого различия временных интервалов  $\tau^{\text{CB}}$  между коррелированными сигналами в С- и В-каналах регистрации от нейтронов и  $\gamma$ -квантов).

Показано, что при выбранных в работе количественных критериях по указанным признакам, рассматриваемая измерительная система с ГСД-п обладает значительно более высоким коэффициентом дискриминации  $\gamma$ -фона, чем у многослойных детекторов нейтронов (МДН) с С-слоями из полиэтилена [5, 7], при сохранении сравнительно высокой эффективности регистрации нейтронов, характерной для МДН.

Отмечено, что характеристики измерительной системы с ГСД-п могут быть значительно улучшены при замене полистирольных сцинтилляторов в С-слоях детектора на разрабатываемые в настоящее время новые пластиковые сцинтилляторы, обладающие свойством  $n,\gamma$ -разделения по форме импульсов флуоресценции.

## Литература

1. Владиславлев В.В. Естественный нейтронный фон и уровни загрязненности почвы радионуклидами  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  в некоторых странах центральной Европы // Атомная техника за рубежом. – 1992. – №3. - С. 22-25.
2. Фролов В.В. Ядерно-физические методы контроля делящихся веществ. – М.: Энергоатомиздат. 1989.
3. Моисеев А.А., Иванов В.И. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. – М.: Энергоатомиздат. 1990.
4. Bliss M., Reder P.L., Craig R.A. Neutron-sensing scintillating glass optical fiber detectors. Paper on Institute of Nuclear Materials Management annual meeting. –Naples. US.17-20 July. 1994.
5. Seymour R.S., Craig R.A., Bliss M. et al. Performance of a neutron-sensitive scintillating glass-fiber panel for portal, freight and vehicle monitoring. - Proceeding of SPIE. 1998, vol. 3536. PP. 148-155.
6. Craig R.A., Bliss M. et al. Predicted performance of neutron spectrometers using scintillating fibers. // [http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical\\_reports/PNNL-13111.pdf](http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical_reports/PNNL-13111.pdf)/ (дата обращения 10 апреля 2010).

7. Bliss M., Craig R.A., Barnett D.S. et al. Performance of a moderating neutron spectrometer, that uses scintillating fibers. Paper on Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management. - Indian Wells, US. 15-19 July. 2001.
8. Bliss M., Craig R.A., Reeder P.L. et al. Real-time dosimetry for boron neutron-capture therapy. IEEETrans. on Nuclear Science. 1995, vol. 42. PP. 639-643.
9. Bliss M., Craig R.A., Reeder P.L. et al. Spectroscopy without a spectrometer. Proc. SPIE 3180. Paper on Third Pacific Northwest Fiber Optic Sensor Workshop. 2 September. 1997.
10. Деденко Г.Л., Кодилин В.В., Колесников С.В., Самосадный В.Т. Моделирование характеристик многослойных детекторов нейтронов // Атомная энергия. -2005. -Т. 99, -вып. 2. -С. 141-147.
11. Zaitseva N., Carman L., Glenn A., Pawelczak I. et al. Development of New Organic Scintillators with Efficient Neutron/Gamma Pulse Shape Discrimination. Paper on VNIIA US-Russian Workshop on Radiation Detection. – Moscow. Russia. 23-27 January. 2012.

Поступила в редакцию 15.10.2014 г.

Авторы

Чернухин Юрий Илларионович, ведущий научный сотрудник, к.ф.-м.н.  
E-mail: sfti.science@gmail.com

Юдов Алексей Александрович, инженер-исследователь  
E-mail: Yudoff@mail.ru

Стрельцов Сергей Иванович, научный сотрудник  
E-mail: d5@vniitf.ru

UDC 539.1.074.3

## FAST NEUTRON HETEROGENEOUS SCINTILLATION DETECTOR WITH HIGH DISCRIMINATION OF GAMMA BACKGROUND

Chernukhin Y.I.\*, Yudov A.A.\*\*, Streletsov S.I.\*\*

\* National Nuclear Research University "MEPHI"

8, Komsomolskaya St., Snezhinsk, Chelyabinsk region, 456776, Russia.

\*\* FSUE «Zababakhin All-Russia Research Institute of Technical Physics»

13, Vasileyeva St., Snezhinsk, Chelyabinsk region, 456770, Russia.

### ABSTRACT

Neutron detectors have been widely used for monitoring security and illicit transportation of nuclear and radioactive materials. Distinguishing feature of such efforts is the necessity to measure such flows of neutron radiation of monitored items which are close to the values of background flow. This paper examines potential improvement of characteristics of multi-layer neutron detector with fiber-optic sensors based on lithium-silicate ( ${}^6\text{Li}$ ) glass by means of polyethylene layers' replacement with hydrogen-containing layers of scintillating plastic. Combination of two types of neutron-sensitive sensors enables two-phase discrimination due to the amplitude and time criteria of gamma background during the measurements in mixed  $n$ - $\gamma$ -fields. Presented heterogeneous scintillation detector has much higher gamma-background discrimination factor as compared with existing samples of multilayered neutron detectors while maintaining rather high neutron registration efficiency that is typical for them.

**Key words:** heterogeneous scintillation detector, multilayered neutron detector,  $\gamma$ -background discrimination, fiber-optic sensors based on lithium.

REFERENCES

1. Vladislavlev V.V. Estestvennyj nejtronnyj fon i urovni zagryaznennosti pochvy radionyklidami  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  v nekotoryh stranah central'noj Evropy. *Atomnaya tekhnika za rubezhom*. 1992, no. 3, pp. 22-25 (in Russian).
2. Frolov V.V. Yaderno fizicheskie metody kontrolya delyaschikhsya veschestv. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1989 (in Russian).
3. Moiseev A.A., Ivanov V.I. Spravochnik po dozimetrii i radiatsionnoj gigiene. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1990 (in Russian).
4. Bliss M., Reder P.L., Craig R.A. Neutron-sensing scintillating glass optical fiber detectors. Paper on Institute of Nuclear Materials Management annual meeting. Naples, FL (US), 17-20 July, 1994.
5. Richard S.S., Bliss M., Richardson B., Hull C.D., Barnett D.S. Performance of a neutron-sensitive scintillating glass fiber panel for portal, freight, and vehicle monitoring. Proc. SPIE 3536, Nuclear Waste Instrumentation Engineering, 29 January, 1999.
6. Craig R.A., Bliss M. Predicted performance of neutron spectrometers using scintillating fibers. Available at: [http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical\\_reports/PNNL-13111.pdf](http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical_reports/PNNL-13111.pdf) (accessed 10 Apr. 2010).
7. Bliss M., Craig R.A., Barnett D.S., Anderson D.N., Smart J.E., Knopf M.A., Hartley S.A. Performance of a moderating neutron spectrometer, that uses scintillating fibers. Paper on Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management. Indian Wells, CA (US), 15-19 July, 2001.
8. Bliss M., Craig R.A., Reeder P.L., Reeder P.L., Sunberg D.S. Real-time dosimetry for boron neutron-capture therapy. *IEEE Trans. on Nuclear Science*. 1995, v. 42, pp. 639-643.
9. Bliss M., Craig R.A., Sunberg D.S. Spectroscopy without a spectrometer. Proc. SPIE 3180, Third Pacific Northwest Fiber Optic Sensor Workshop. PNNL, 2 September, 1997.
10. Dedenko G.L., Kodilin V.V., Kolesnikov S.V., Samosadnyj V.T. Modelirovanie kharakteristik mnogoslojnykh detektorov nejtronov. *Atomnaya energiya*. 2005, v. 99, no. 2, pp. 141-147 (in Russian).
11. Zaitseva N., Carman L., Glenn A., Pawelczak I., Martinez P., Hamel S., Rupert B., Cherepy N., Payne S. Development of New Organic Scintillators with Efficient Neutron/Gamma Pulse Shape Discrimination. Paper on VNIIA US-Russian Workshop on Radiation Detection. Moscow, Russia, 23-27 January, 2012.

**Authors**

Chernukhin Yuri Illarionovich, Senior Researcher, Cand.Sci.(Phys.-Math.)

E-mail: sfti.science @ gmail.com

Yudov Alexei Alexandrovich, Research Engineer

E-mail: Yudoff@mail.ru

Streltsov Sergey Ivanovich, Researcher

E-mail: d5@vniitf.ru

## ФОТОМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

**В.А. Хрячков, Б.В. Журавлев, В.А. Талалаев**

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

*1249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1*



Исследована и реализована возможность создания системы дистанционного контроля радиационной обстановки в заданных точках пространства. Система основана на способности некоторых сред под воздействием ионизирующего излучения испускать фотоны видимого света. Разработан специальный светосильный малошумящий детектор фотонов оптического диапазона, позволяющий избирательно фиксировать свет из заданной точки пространства. Детектор фотонов создан на базе большого параболического зеркала и ФЭУ с охлаждаемым фотокатодом. При помощи созданного оборудования проведены исследования светимости воздуха, кварцевого стекла, органического стекла и воды под действием альфа-частиц, бета-частиц и гамма-квантов. Показано, что разработанная установка способна обеспечить дистанционную регистрацию ионизирующего излучения со сравнительно малой мощностью дозы. При работе с воздухом в качестве пассивного радиатора наилучшая чувствительность установки достигнута для альфа- и бета-частиц. Для регистрации гамма-излучения рекомендуется использовать радиаторы из кварцевого стекла или органического стекла. Основными преимуществами системы являются отсутствие кабельных линий связи между датчиками и светоприемным устройством; простота и надежность датчика, его высокая радиационная стойкость; оперативность проводимого контроля и возможность контроля одной системой сразу нескольких точек помещения. Предлагаемая технология оперативного дозиметрического контроля позволяет автоматизировать процесс измерения дозовых полей и исключить риск облучения персонала. Созданная установка может быть полезной для оценки дозиметрической обстановки на предприятиях, использующих ядерные технологии, как при нормальной работе, так и в нештатных ситуациях, связанных с утечкой радиоактивных веществ.

**Ключевые слова:** дозиметрия излучений, детектор фотонов, источники ионизирующих излучений, эффекты свечения под действием различных ионизирующих излучений.

### ВВЕДЕНИЕ

Оптические системы дистанционного радиационного мониторинга относятся наряду с радиотехническими к числу наиболее оперативных и достоверных [1 – 3]. Длина пробега светового излучения в атмосфере значительно превышает пробег ионизирующего излучения, что позволяет регистрировать световой сигнал на значительных расстояниях от источника. Регистрируемый световой сигнал содержит информацию как о параметрах самого ионизирующего излучения (временное, энергетическое и пространственное распределение), так и о внешних условиях его возникновения и распространения (глубина или высота источника, расстояние между

© В.А. Хрячков, Б.В. Журавлев, В.А. Талалаев, 2015

источником и точкой регистрации светового сигнала, оптические характеристики среды распространения). Перспективным направлением развития таких систем является разработка методов дистанционного обнаружения областей пространства контролируемого помещения с высокими значениями мощности дозы [4].

Под действием ионизирующего излучения в среде возникают энергичные вторичные заряженные частицы, приводящие к ионизации и возбуждению атомов среды. В прозрачной среде в результате люминесценции и флюoresценции возникает оптическое излучение. Для вторичных электронов, имеющих энергию выше порога определяемого оптическими свойствами конкретной среды, возможно образование черенковского излучения.

На практике встречаются случаи, когда возникают серьезные аварии, сопровождающиеся выбросом большого количества радиоактивных веществ. Тогда требуется локализовать в пространстве источник излучения и провести предварительную оценку загрязненности. При поверхностном загрязнении  $\alpha$ -активными изотопами дистанционный мониторинг оценки уровня загрязнения в настоящее время проблематичен. Возможность осуществления такого дистанционного мониторинга может существенно снизить риск облучения для персонала, проводящего работы на аварийном участке. Подобные измерения можно было бы проводить автономно, если бы удалось оснастить большим количеством детекторов все потенциально опасные помещения, что на практике не всегда осуществимо из-за больших затрат.

В работе исследована возможность создания системы, в которой ионизирующее излучение в контакте с воздухом или другими средами производит фотоны видимого света, а специальный детектор, обеспечивающий регистрацию фотонов, поступающих из заданной области пространства, способен на расстоянии определять исходящий от них световой поток и на основании этого сделать оценку локальной мощности дозы ионизирующего излучения.

## БЛОК-СХЕМА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ

Схема экспериментальной установки показана на рис. 1. Основой установки является параболическое зеркало диаметром 34 см – концентратор света, поступающего из одной точки пространства (место расположения изучаемого образца) в другую точку, где располагается светоприемное устройство. Использование этого свойства зеркала позволило разнести между собой источник излучения и фотоприемник и, таким образом, понизить фон. Причина этого фона заключается в том, что ионизирующее излучение, взаимодействуя непосредственно с материалами фотоприемника (например, стекло), способно генерировать в нем световое излучение, которое не связано со свечением исследуемой области пространства и, следовательно, является фоном. Наиболее надежным способом уменьшения этого фона является создание условий, при которых источник излучения и фотоприемник находятся на большом расстоянии друг от друга. Дополнительной защитой от фона может служить защита фотоприемника, сделанная из материалов, эффективно поглощающих ионизирующее излучение, и расположенная между светоприемником и источником ионизирующего излучения.

При этом данную систему можно перестраивать так, чтобы последовательно изучать световой поток из разных областей пространства и пространственное распределение интенсивности свечения. Действительно, меняя направление оптической оси зеркала и расстояние между зеркалом и фотоприемником, можно добиться того, что на фотоприемнике будет проецироваться мнимое изображение любой точки пространства контролируемого помещения или оборудования. Этот подход интересен тем, что существует корреляция между интенсивностью ионизирующего излу-

чения и яркостью свечения данной области пространства. Такая конструкция светоприемника позволяет успешно подавлять фон от паразитных источников света (свет поступающий с иных направлений, нежели направление на образец, будет собираться за пределами чувствительной области фотоприемника).

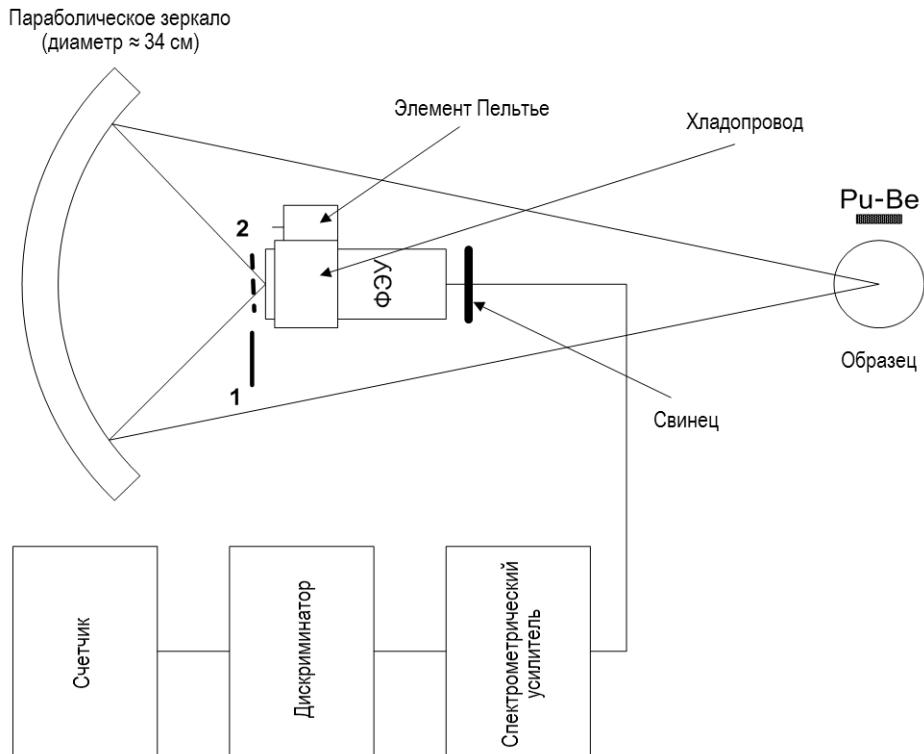


Рис. 1. Блок-схема экспериментальной установки, работающей в счетном режиме: 1 – светонепроницаемая шторка, устанавливаемая в положение 2 при измерении фона

Детектор фотонов помещен в точку, где зеркало формирует изображение источника света (образца). При этом свет, отраженный от любой точки поверхности зеркала, имеет одинаковые шансы достигнуть фотоприемника и быть зарегистрированным. При такой геометрии фотоприемник находится на значительно большем расстоянии от источника радиации, чем исследуемый образец, что позволяет понизить фон. Небольшая доля гамма-квантов, способных достигнуть фотоприемника, ослабляется за счет размещения пластины из свинца толщиной 1.5 см в задней части детектора.

Для обнаружения слабых источников света широко используются датчики света, основанные на фотоэлектронных умножителях (ФЭУ). Чтобы добиться максимальной чувствительности установки была выполнена работа по выбору ФЭУ, позволяющего получить оптимальное значение соотношения сигнал-шум. По результатам проведенных исследований широкого класса фотоумножителей был отобран ФЭУ 143-1, имеющий лучшее отношение сигнал-шум. Из литературы известно, что собственные одноэлектронные шумы ФЭУ, обусловленные термоэмиссией, резко уменьшаются при охлаждении фотокатода [5]. В связи с этим было решено использовать данную возможность для снижения собственного фона спектрометра. Для этого в упаковку ФЭУ был помещен медный хладопровод, одна сторона которого окружает фотокатод ФЭУ, а другая – соединена с холодной стороной батареи из двух элементов Пельтье (ТЭМО-6). Через элементы Пельтье, соединенные последовательно, про-

пускался постоянный электрический ток в 5 А. Горячая сторона элементов Пельтье была соединена с радиатором, снабженным вентилятором для принудительного охлаждения. Для предотвращения запотевания фотокатода упаковка ФЭУ была снабжена тонким прозрачным входным окном из органического стекла. Кроме того внутри упаковки была размещена теплоизоляция между корпусом ФЭУ и корпусом упаковки для уменьшения потока тепла. Испытания, проведенные с миниатюрной термопарой, показали, что созданная система позволяет понизить температуру фотокатода на 20 °С. В результате охлаждения собственный темновой ток ФЭУ, обусловленный термоэмиссией, снизился в три раза (рис. 2). Внешний вид детектирующего модуля показан на рис. 3.

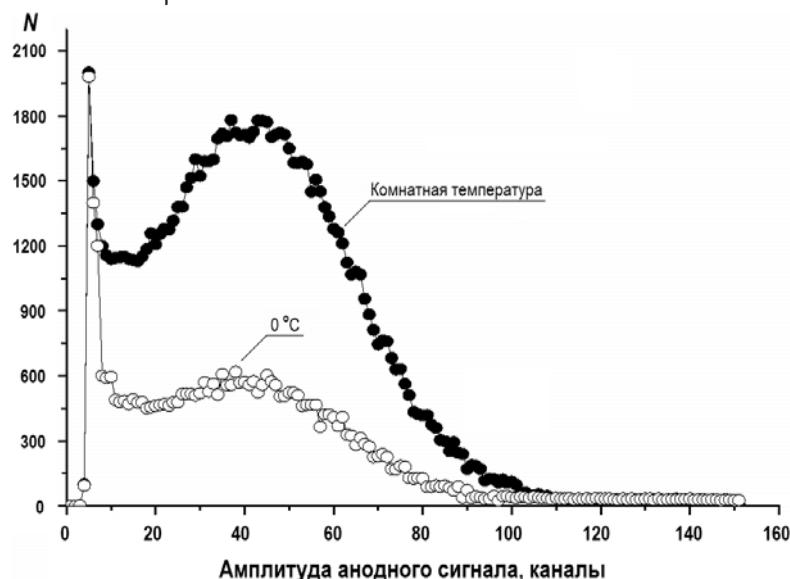


Рис. 2. Спектр одноэлектронных импульсов ФЭУ 143-1

Результатом измерения является число фотонов, излучаемых образцом в единицу времени при прохождении через него ионизирующего излучения. Для определения этой величины требуется определить абсолютную эффективность регистрации фотона разработанной системой. При измерении абсолютной эффективности спектрометра необходимо иметь образцовый источник света очень малой мощности. Был использован источник света на основе маломощной лампы накаливания (6 В, 50 мА, 0.3 Вт). На один ватт электрической мощности лампы накаливания приходится одна кандela (1 кд) силы света [6].

Таким образом, с точностью 10% сила света образцового источника составляла 0.3 кд. Несмотря на то, что использовался такой маломощный световой источник, отнесенный от зеркала на расстояние 1.29 м, создаваемый им эффект приводил к сильной перегрузке детектора. Для определения соответствия между световым потоком и числом посчитанных одноэлектронных импульсов пришлось значительно ослаблять интенсивность источника. Поэтому использовались стандартные паспортизованные светофильтры с 126-, 500- и  $1.5 \cdot 10^5$ -кратными коэффициентами ослабления.

Для получения «разумной» скорости счета ослабление света производилось тремя фильтрами одновременно. При этом суммарное ослабление света составило  $9.45 \cdot 10^9$ . Измерения проводились путем последовательного дистанционного включения и выключения лампочки. Результат измерений дал величину 197 имп/с. Исходя из этого результата была произведена оценка абсолютной эффективности

детектирующей системы, которая составила  $7.28 \cdot 10^{-5}$  импульсов/фотон. Полученная величина выглядит небольшой, однако для наглядности оценим максимальное расстояние, на котором удастся «увидеть» горящую свечу (точнее, определить горит она или нет). Как показал эксперимент, лампочка мощностью 0.3 Вт на расстоянии 1.29 м после ослабления светового потока в  $9.45 \cdot 10^9$  раз создавала загрузку 197 имп/с. Тогда лампочка мощностью в 1 Вт, находящаяся на том же расстоянии, но без ослабления, создала бы загрузку  $3.3 \times 197 \times 9.45 \cdot 10^9 = 6.1 \cdot 10^{12}$  имп/с. При этом расстояние, на котором эффект от такого источника света будет иметь загрузку 50 имп/с, уверенно выделяемую на уровне фона, составит 160 км. Следовательно, на расстоянии 160 км спектрометр способен обнаружить свет горящей свечи.

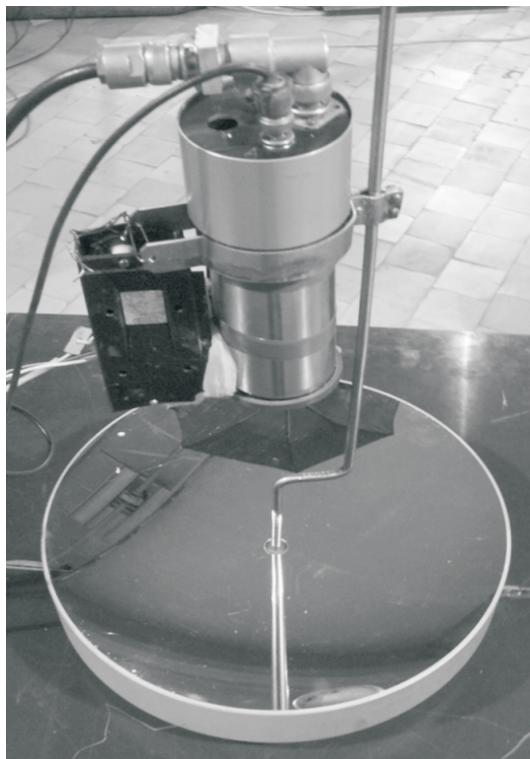


Рис. 3. Внешний вид детектирующего блока

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ

При помощи данной установки были проведены измерения интенсивности свечения воздуха, кварцевого стекла, оргстекла и воды под действием смешанного гамма-нейтронного облучения Ри-Ве-источника интенсивностью  $1.3 \cdot 10^6$  нейtron/с, источника  $\alpha$ -частиц  $^{238}\text{Pu}$  из набора ОСАИ и источника  $\gamma$ - и  $\beta$ -излучений  $^{137}\text{Cs}$  из набора ОСГИ. Образцы (кварцевое стекло, оргстекло, контейнер с водой) имели форму цилиндра ( $d = 7$  см и  $h = 4$  см), один торец которого был прозрачен и направлен в сторону зеркала.

При определении интенсивности свечения воздуха под действием  $\alpha$ -частиц источник  $\alpha$ -частиц подвешивался на тонкой нити на расстоянии 2,5 см от точки, изображение которой после отражения в параболическом зеркале находилось на поверхности фотокатода. Для  $\alpha$ -частиц с энергией 5,5 МэВ пробег в воздухе при нормальных условиях составляет 4,1 см. Оптическая система детектора была настроена так, что весь свет, рождающийся в этом объеме и падающий на зеркало, эффективно собирался на фотокатоде ФЭУ. Результаты измерений приведены на рис. 4 и в табл. 1. Эффект свечения в

данном случае очевиден, и он многократно превышает погрешность измерения.

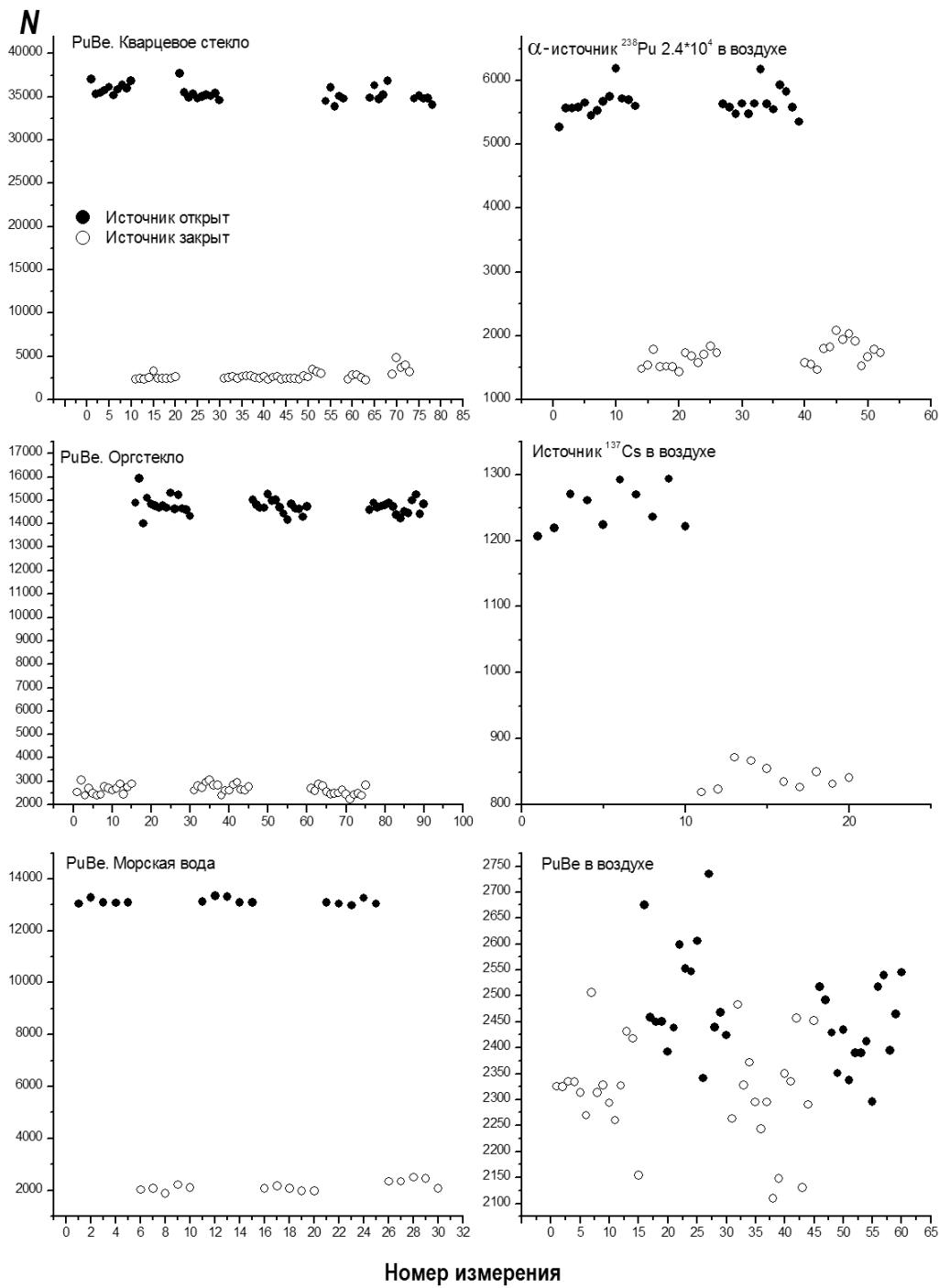


Рис. 4. Результаты измерения выхода света из воздуха, кварцевого стекла, оргстекла и воды под действием  $\alpha$ -,  $\beta$ - $\gamma$  и  $n$ - $\gamma$ -излучений. При измерении фона между источником излучения и детектором дистанционно устанавливалась светонепроницаемая шторка

При определении интенсивности свечения воздуха под действием  $\gamma$ - и  $\beta$ -излучений использовался стандартный изотопный источник –  $^{137}\text{Cs}$ , испускающий  $\gamma$ -кванты с энергией 661 кэВ и  $\beta$ -частицы с максимальной энергией 1175 кэВ. Конструк-

ция источника ОСГИ такова, что  $\beta$ -частицы с энергией больше 0.5 МэВ могут свободно вылетать из источника и тормозиться в окружающем источник воздухе. Нужно отметить, что число  $\gamma$ -квантов примерно равно числу  $\beta$ -частиц, однако в силу того, что  $\gamma$ -кванты имеют малое сечение взаимодействия с воздухом, практически весь наблюдаемый эффект в воздухе вблизи источника определяется  $\beta$ -частицами. Результаты измерений также представлены на рис. 4 и в табл. 1. Поскольку часть  $\beta$ -частиц, испускаемых  $^{137}\text{Cs}$ , имеет энергию, достаточную для вызывания свечения Вавилова-Черенкова в воде, то световойход может зависеть от влажности окружающего воздуха. При достижении точки росы и появления в воздухе мелких капель жидкости вклад эффекта Вавилова-Черенкова может стать определяющим.

Таблица1

### Результаты измерений

Образец	Источник, излучение	Эффект+фон	Фон	Эффект
Воздух	$^{238}\text{Pu}$ , $\alpha$	$2289 \pm 37$	$468 \pm 20$	$1821 \pm 57$
Воздух	$^{137}\text{Cs}$ , $\beta$	$1250 \pm 23$	$842 \pm 13$	$408 \pm 36$
Воздух	$\text{Ru-Be}$ , $n, \gamma$	$2469 \pm 67$	$2316 \pm 53$	$153 \pm 120$
Кварцевое стекло	$\text{Ru-Be}$ , $n, \gamma$	$35970 \pm 453$	$2499 \pm 207$	$33471 \pm 660$
Оргстекло	$\text{Ru-Be}$ , $n, \gamma$	$14894 \pm 359$	$2604 \pm 147$	$12290 \pm 506$
Морская вода	$\text{Ru-Be}$ , $n, \gamma$	$13158 \pm 83$	$2046 \pm 74$	$11112 \pm 157$

Результаты измерений интенсивности свечения воздуха под действием  $\text{Ru-Be}$ -источника приведены на рис. 4 и в табл. 1. Эффект свечения в данном случае мал и находится на уровне шумов. Тем не менее, результат эксперимента показывает, что источники нейтронов с активностью более  $1.5 \cdot 10^6$  нейtron/с могут быть эффективно обнаружены предлагаемым способом.

При измерении интенсивности свечения кварцевого стекла, оргстекла и воды образец подвешивался непосредственно в точке, изображение которой после отражения в параболическом зеркале находилось на поверхности фотокатода. Используя  $\text{Ru-Be}$ -источник ( $1.3 \cdot 10^6$  нейtron/с), который располагался на контейнере образцов. Результаты измерений показаны на рис. 4 и в табл. 1. Эффект свечения в этих измерениях очевиден и многократно превышает погрешность измерения. В случае кварцевого стекла воздействие нейтронов будет незначительным, так как кварцевое стекло практически не содержит водорода, а энергия ядер кислорода и кремния после упругого рассеяния на них быстрого нейтрона относительно невелика. С другой стороны,  $\gamma$ -кванты могут рождать высоконергетичные электроны, способные вызывать люминесценцию кварца и порождать оптическое свечение за счет эффекта Вавилова-Черенкова. Эффект полученный в эксперименте с оргстеклом и водой, очевиден, но по абсолютной величине в два – три раза меньше, чем для кварцевого стекла, что объясняется значительно меньшей плотностью этих сред и их худшими люминесцентными свойствами.

Абсолютная светимость образцов в фотоах/с может быть получена из чисел, приведенных в табл. 1, при помощи калибровочной константы, определенной экспериментально.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана, создана и исследована система регистрации малых потоков света, возникающих в разных средах под действием радиоактивных излучений. Проведе-

ны измерения светимости различных сред под действием ионизирующих излучений разной природы. Показано, что наблюдаемые эффекты могут быть положены в основу новой дистанционной системы дозиметрического контроля. Наиболее перспективно применение данной системы с использованием окружающего воздуха как радиатора для дистанционного обнаружения поверхностных загрязнений  $\alpha$ - и  $\beta$ -активными изотопами. Мониторинг нейтронного и гамма-полей может быть осуществлен с использованием пассивных радиаторов из кварца или оргстекла. Использование воздуха в качестве радиатора для регистрации нейтронов и  $\gamma$ -квантов возможно только при больших значениях локальных мощностей дозы.

### **Литература**

1. Жемерев А.В., Степанов Б.М. Физика импульсного радиационного возбуждения свечения воздуха. –М.: Энергоатомиздат, 1984, 97 с.
2. Kakimoto F., Loh E.C., Nagano M., Okuno H., Teshima M., Ueno S. A measurement of the air fluorescence yield. // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, vol. A372 (1996). PP. 527-533.
3. Catalano O., Agnetta G., Biondo B., Celi F., Di Raffaele R., Giarrusso S., Linsley J., La Rosa G., Lo Bue A., Mangano A., Russo F. The atmospheric nightglow in the 300-400 nm wavelength Results by the balloon-borne experiment BABY. // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, vol. A480 (2002). PP. 547-554.
4. Чистякова Л.К. Дистанционные методы обнаружения радиоактивных аномалий в приземной атмосфере. // Оптика атмосферы и океана. Т. 14 (2001), № 5. С. 465-472.
5. Абрамов А.И., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Основы экспериментальных методов ядерной физики. – М.: Атомиздат, 1970, 560 с.
6. Савельев И.В. Курс общей физики. – М.: Наука, 1982, 496 с.

Поступила в редакцию 06.03.2015 г.

### **Авторы**

Хрячков Виталий Алексеевич, начальник отдела, доктор физ.-мат. наук  
E-mail: hva@ippe.ru

Журавлев Борис Васильевич, главный научный сотрудник, доктор физ.-мат. наук  
E-mail: zhurav@ippe.ru

Талалаев Владимир Алексеевич, инженер

UDC 621.039

## PHOTOMETRY OF IONIZING RADIATIONS

Khryachkov V.A., Zhuravlev B.V., Talalaev V.A.

JSC «State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Lejpunskij». 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

The opportunity of creation of system remote monitoring of radiation environment in given point was investigated and realized. The systems based on ability different mediums irradiate optical photons under influence of ionizing radiation. Low noise and high-aperture photon detector was developed. This detector is able to selectively detect light coming from given point. Detector is based on parabolic mirror and PMT with cooling photocathode. Using this equipment investigation of light output for air, quartz glass, Plexiglas and water under irradiation of alpha particles, beta particles and gamma rays was carrying out. It was shown that this type installation able to do remote monitoring of relatively low dose rate level. Working with air as passive radiator the best sensitivity of setup was reach for alpha particles and beta particles. For gamma rays we recommend to use quartz glass and Plexiglas radiators. Main advantages of this installation are: missing of cable lines between of sensors and light detector; simplicity and reliability of sensor; high radiation resistance of sensor; efficiency of control; possibility to control set of points by one system. Suggested technology for operative dosimetryc control allows automatizing of dose field measurement process and excluding risk of personal irradiation. Making installation can be useful for estimation of dosimetryc environment on the enterprises used nuclear technology at property-sheet mode and at accident accompanied by radioactive leakage.

### REFERENCES

1. Zhemerev A.V., Stepanov B.M. Physics of pulse radiating excitation of a air luminescence. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1984, 97 p. (in Russian).
2. Kakimoto F., Loh E.C., Nagano M., Okuno H., Teshima M., Ueno S. A measurement of the air fluorescence yields. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. 1996, v. A372, pp. 527-533.
3. Catalano O., Agnetta G., Biondo B., Celi F., Di Raffaele R., Giarrusso S., Linsley J., La Rosa G., Lo Bue A., Mangano A., Russo F. The atmospheric nightglow in the 300-400 nm wavelength Results by the balloon-borne experiment BABY. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. 2002, v. A480, pp.547-554.
4. Chistjakova L.K. Remote detection methods of radioactive anomalies in a ground atmosphere. *Optics of an atmosphere and ocean*. 2001, v. 14, no. 5, pp. 465-472 (in Russian).
5. Abramov A.I., Kazanskij Yu.A., Matusevich E.S. Basis of nuclear physics experimental methods. Moscow, Atomizdat Publ., 1970, 560 p. (in Russian).
6. Savel'ev I.V. Course of the atomic physics. Moscow, Nauka Publ., 1982, 496 p. (in Russian).

### Authors

Khryachkov Vitaly Alekseevich, Head of Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.),  
E-mail: hva@ippe.ru

Zhuravlyov Boris Vasil'evich, Leader Scientist, Dr. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: zhurav@ippe.ru

Talalaev Vladimir Alekseevich, Engineer

# ВНУТРИТВЭЛЬНАЯ КОРРОЗИЯ СТАЛЕЙ ЭК-164 И ЧС-68 БЫСТРОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА НА ОСНОВЕ ДИОКСИДА УРАНА

Е.А. Кинёв, В.С. Шихалёв, А.В. Барыбин  
АО «ИРМ», г. Заречный Свердловской обл.



Аустенитная хромоникелевая сталь ЭК-164 является перспективным материалом для оболочек твэлов ядерных реакторов на быстрых нейтронах. Важным аспектом ее работоспособности является физико-химическая совместимость с типичным ядерным топливом на основе таблеточного диоксида урана. Выполнены послереакторные исследования облученной комбинированной сборки с максимальным выгоранием 9,1 % т.а. и повреждающей дозой 77,3 сна, укомплектованной твэлами с оболочками из сталей ЧС-68 и ЭК-164 в холоднодеформированном состоянии. Использованы методы гамма-сканирования, электропотенциальной резистометрии, оптической металлографии. По данным гамма-сканирования и резистометрии потенциальными участками развития коррозии оболочек являются высокотемпературные участки твэлов. Проведен сравнительный анализ внутритвэльной коррозии оболочек из сталей ЭК-164 и ЧС-68 по высоте активной зоны. В сечении максимума энерговыделения при температурах эксплуатации ниже 540 °C глубина коррозии стали ЧС-68 со стороны топлива не превысила 15 мкм. На аналогичных участках оболочки из стали ЭК-164 глубина внутренней коррозии составила 10 мкм. Максимум коррозионных повреждений обеих сталей зарегистрирован при температурах от 600 до 650 °C. Здесь глубина коррозионных повреждений в форме межкристаллитной и общей коррозии не превышает 20 мкм. Существенные отличия по механизму коррозии сталей не обнаружены. Отмечен факт локального усиления коррозии на стыках топливных таблеток и местах концентрации осколочного цезия. Напротив, в местах сужения остаточного зазора между топливом и оболочкой, где отсутствует цезий, коррозия стали ЭК-164 минимальна. Продельное утонение оболочек исследованных твэлов с максимальным выгоранием 9 % т.а. составило не более 5 % от исходной толщины.

**Ключевые слова:** твэл, оболочка, резистограмма, гамма-сканирование, металлография, коррозия.

## ВВЕДЕНИЕ

Материаловедческие исследования [1] оболочек твэлов комбинированной ТВС реактора БН600 с максимальным выгоранием 9,1 % т.а. и максимальной дозой 77,3 сна показали преимущество улучшенной [2] стали аустенитного класса 07Х16Н19М2Г2БТРхд (далее по тексту ЭК-164хд) перед штатным оболочным материалом 06Х16Н15М2Г2ТФРхд (далее сталь ЧС-68хд) по параметрам распускания и

© Е.А. Кинёв, В.С. Шихалёв, А.В. Барыбин, 2015

физико-механическим свойствам.

Другим важным аспектом обеспечения работоспособности твэлов энергетического реактора является физико-химическая совместимость оболочки с топливным сердечником таблеточного типа на основе диоксида урана [3].

В работе приведен обзор результатов сравнительных исследований внутритвэльной коррозии оболочек из сталей ЭК-164хд и ЧС-68хд твэлов ТВС. Условия облучения сталей приведены в табл. 1.

Таблица 1

#### **Основные параметры эксплуатации комбинированной ТВС**

Параметр	Значение
Температура Na на входе в реактор, °C	~370
Номинальная температура оболочки в сечении максимума энерговыделения, °C (ЧС-68хд / ЭК-164хд)	(506 – 534) / (509 – 538)
Номинальная температура оболочки на выходе из активной зоны, °C (ЧС-68хд / ЭК-164хд)	(615 – 646) / (617 – 648)
Выгорание максимальное, % т.а.	9,1
Максимальная повреждающая доза, сна	77,3

### **РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ**

Электропотенциальный контроль наружной поверхности облученных твэлов является одним из основных неразрушающих методов для оценки вкладов радиационного распухания, фазовых превращений, локальных дефектов и коррозии материала оболочек [4].

На рисунке 1 приведены резистограммы ряда исследованных твэлов комбинированной ТВС. Анализ центральных участков резистограмм (координаты от 0 до 700 мм) свидетельствует, что относительный рост электросопротивления оболочек прямо пропорционален степени радиационного распухания конструкционных материалов. Второй пик резистограмм (координаты от 700 до 1030 мм), ограниченный в высокотемпературной части твэлов верхним торцевым экраном (ВТЭ), является следствием утонения оболочек в результате внутритвэльной коррозии. Особенностью верхней части выбранных для сравнения твэлов является практически одинаковое значение прироста электросопротивления, не зависимое от материала и степени распухания сталей.

Данные резистометрии показывают, что в составе комбинированной ТВС уровень коррозии внутренней поверхности оболочек обоих типов близок: в центральной части твэлов он малозначителен, а с повышением температуры – возрастает.

Главной причиной высокотемпературной коррозии оболочек из austenитных сталей (при  $T_{обол} > 570$  °C) является наличие коррозионно-активных реагентов, в частности, летучих продуктов деления, среди которых наиболее опасен цезий [5]. Типичный характер его миграции на границу стыка активной части и ВТЭ твэла исследованной ТВС демонстрирует рис. 2а. Очевидно, что при таком перераспределении цезия в высокотемпературной зоне активной части существует потенциальная опасность усиления коррозии оболочного материала со стороны топлива.

Особенностью приведенной спектрограммы является строгая периодичность (с шагом 10 мм) пиков скорости счета  $^{137}\text{Cs}$  на участке 1100 – 1400 мм от низа твэла. Характер распределения слабомигрирующего продукта деления  $^{106}\text{Ru}$  на соответствующем участке имеет инверсный вид – минимум скорости счета рутения соответствует максимуму цезия (рис. 2б). Такая зависимость является следствием совпадения шага сканирования со стыками топливных таблеток и предска-

зывает вероятность существования локальных очагов внутритвэльной коррозии металла на стыках таблеток при 500 °C и выше.

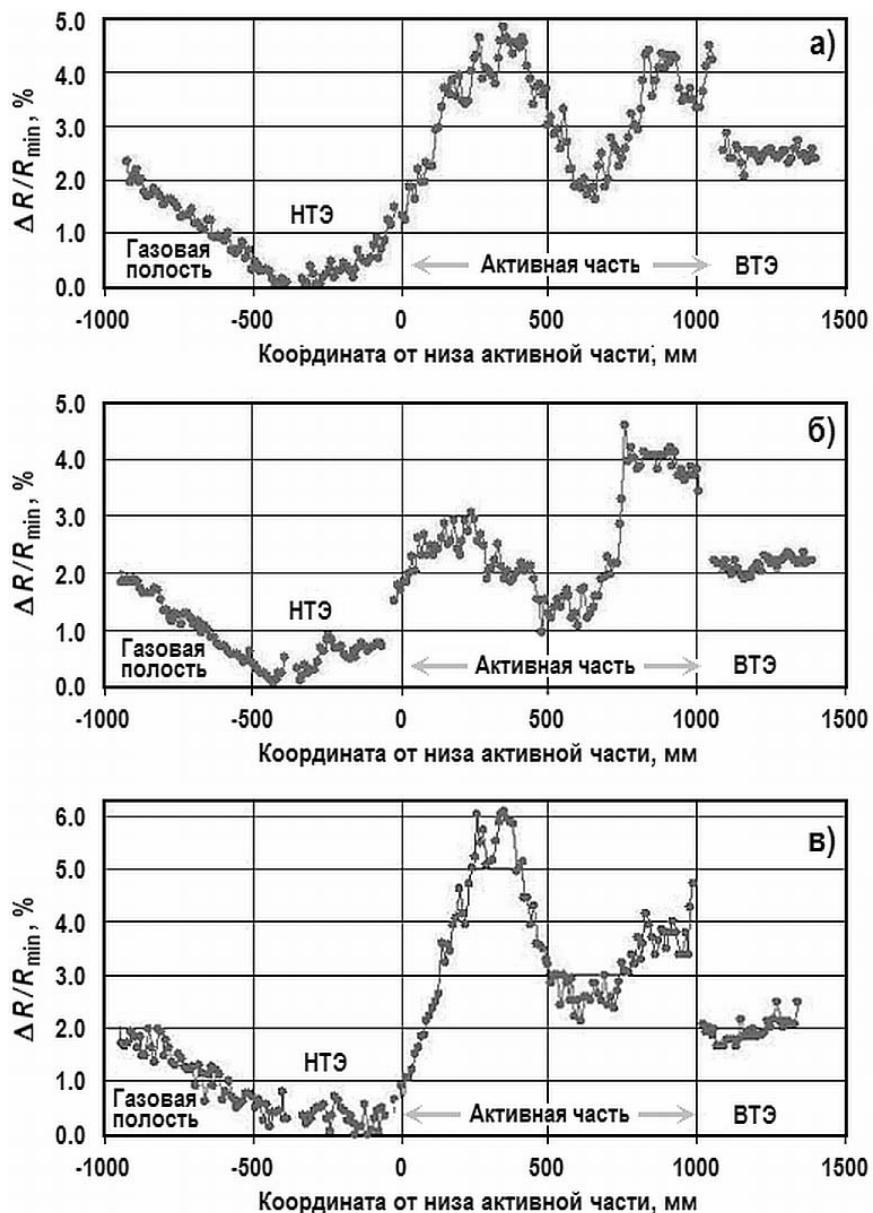


Рис. 1. Резистограммы твэлов: а) – оболочка из стали ЭК-164хд (максимальное распухание 4,9 %); б) – оболочка из стали ЭК-164хд (максимальное распухание 3,2%); в) – оболочка из стали ЧС-68хд (максимальное распухание 7,4 %)

Прямая оценка глубины коррозии оболочек комбинированной ТВС выполнена методом оптической металлографии. Установлено, что на участках ниже плоскости максимального энерговыделения (табл. 1) внутренняя поверхность твэлов, независимо от марки стали, подвержена исключительно межкристаллитной коррозии (МКК) на глубину от 10 до 15 мкм (рис. 3а). Признаков коррозионного расщепления по границам зерен металла в условиях его умеренного радиационного распухания не наблюдается.

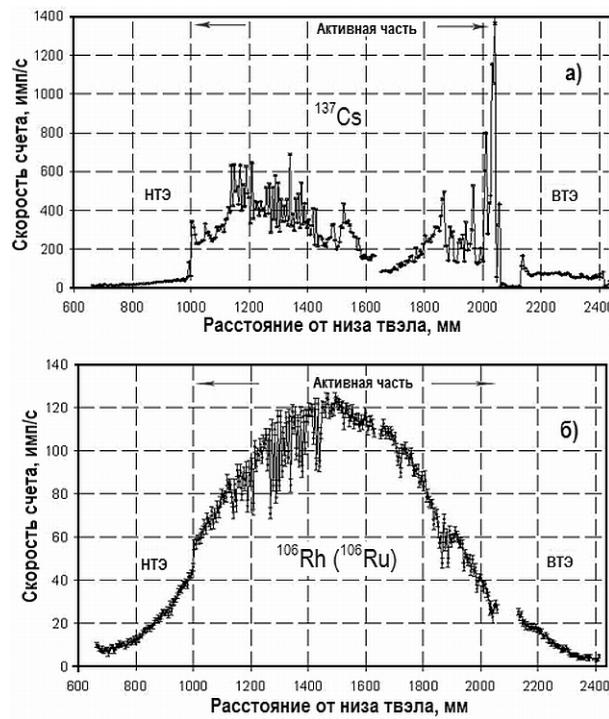


Рис. 2. Характер распределения продуктов деления по длине твэлов с таблеточным топливом (максимальное выгорание 9 % т.а.)

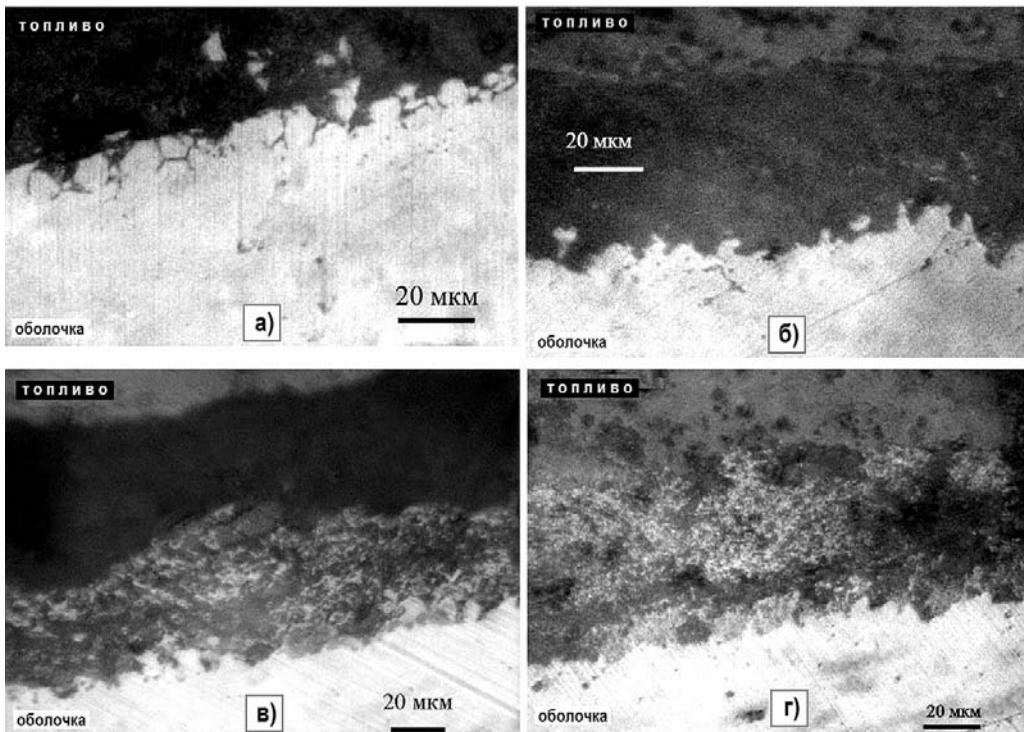


Рис. 3. Характер внутренней коррозии оболочек твэлов: а) – МКК в области центра активной части; б) – фронтальная коррозия вверху активной части (сталь ЧС-68хд); в) – фронтальная коррозия вверху активной части (твэл №101, сталь ЭК-164хд); г) – фронтальная коррозия вверху активной части (твэл №50, сталь ЭК-164хд)

Выше центра активной зоны в области температур 510 – 570 °С сталь ЧС-68хд в контакте с топливным сердечником испытывает комплексное воздействие МКК и фронтальной коррозии на глубину до 20 мкм, причем вклад фронтальной коррозии в утонение оболочки становится преобладающим (рис. 3б).

Внутренняя коррозия оболочек из стали ЭК-164хд в сечениях выше центра активной зоны изменяется немонотонно (рис. 4), оставаясь в целом ниже таковой для стали ЧС-68хд. Причинами нестабильного развития коррозии можно считать эффект концентрации агрессивных продуктов деления на стыках таблеток и сужение остаточного зазора «топливо-оболочка», реализуемое в условиях умеренного распухания улучшенной стали. Максимум физико-химического взаимодействия «топливо-оболочка» в твэлах на основе стали ЭК-164хд зарегистрирован вверху активной части. Здесь оболочка утоняется в результате фронтальной коррозии стали на глубину до 20 мкм (рис. 3вг, рис. 4).

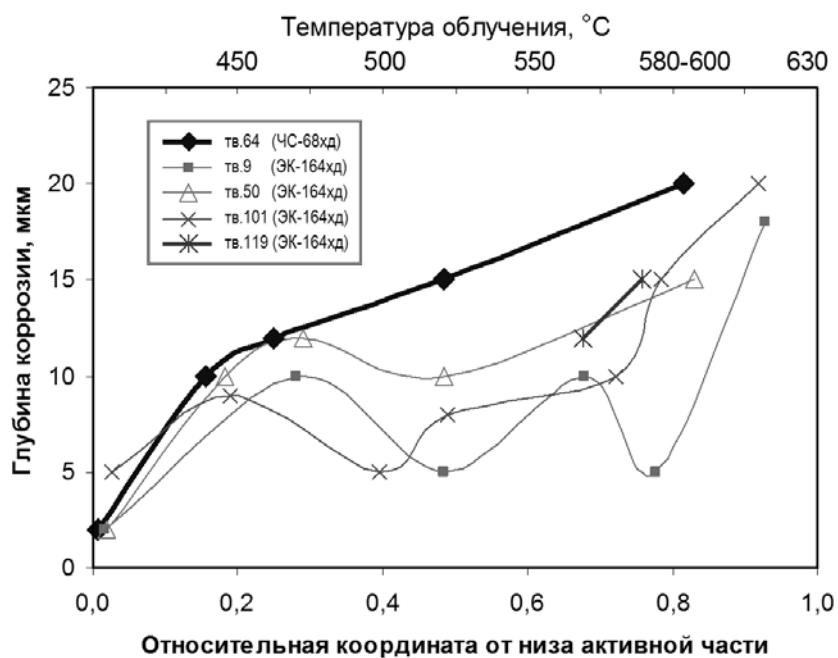


Рис. 4. Зависимость глубины внутритвэльной коррозии оболочек из сталей ЧС-68хд и ЭК164хд от положения в активной зоне реактора БН-600 (максимальные параметры 9,1 % т.а. и 77,3 сна)

Важной структурной чертой высокотемпературных сечений твэлов является технологический зазор шириной 60 – 80 мкм, заполненный продуктами деления топлива и коррозии оболочки. Судя по данным гамма-спектрометрии, основным компонентом этой смеси является цезий, который и является ответственным за фронтальное повреждение исследованных сталей.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Сравнительные исследования оболочек из сталей ЧС-68хд и ЭК164хд показали отсутствие существенных различий по механизмам и глубине внутритвэльной коррозии в условиях достигнутых параметров эксплуатации.

При максимальных повреждающих дозах ~77 сна и в интервале температур 500 – 580 °С коррозия внутренней поверхности оболочек из стали ЭК-164хд остается ниже, чем в стали ЧС-68хд.

Предельное утонение оболочек твэлов с максимальным выгоранием 9 % т.а.,

обусловленное фронтальной коррозией в контакте с цезийсодержащей внутритвэльной атмосферой при температурах 630 – 650 °C, составляет не более 5 % от исходной толщины независимо от состава исследованных конструкционных материалов.

### **Литература**

1. *Мосин А.М., Евсеев М.В., Портных И.А. и др.* Изменение физико-механических свойств оболочек твэлов из сталей ЭК164 и ЧС68 после эксплуатации в реакторе БН-600 в течение четырех микрокампаний // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – Вып.1. – С. 224-230.
2. *Митрофанова Н.М., Целищев А.В., Агеев В.С. и др.* Конструкционные материалы для оболочек твэлов и чехлов ТВС реактора БН-600 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – Вып.1. – С. 211-223.
3. *Кинёв Е.А.* Внутритвэльная коррозия оболочек из нержавеющей стали в условиях реакторного облучения // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – Вып.2. – С. 107-113.
4. *Щербаков Е.Н., Козлов А.В., Аверин С.А. и др.* Использование электропотенциального контроля для оценки влияния технологических и эксплуатационных факторов на состояние оболочек твэлов БН-600 // ВАНТ. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2007. – Вып. 1 (68-69). – С. 425-444.
5. *Шамардин В.К., Крюков Ф.Н.* Методы исследования и результаты экспериментов, моделирующих физико-химическое взаимодействие нержавеющих сталей с продуктами деления ядерного топлива – М.: ЦНИИатоминформ, 1989. – 31 с.

Поступила в редакцию 06.03.2015

### **Авторы**

Кинёв Евгений Александрович, ведущий научный сотрудник, канд. техн. наук  
E-mail: kinev007@yandex.ru irm@irmatom.ru

Шихалёв Вячеслав Семёнович, ведущий специалист,  
E-mail: irm@irmatom.ru

Барыбин Андрей Владимирович, ведущий специалист,  
E-mail: irm@irmatom.ru

UDC 621.039.548.533

## **INNER FUEL ELEMENT CORROSION OF STEELS CHS68 AND EK164 AT FAST POWER REACTOR ON BASIS OF URANIUM DIOXIDE**

Kinyov E.A., Shikhalyov V.S., Barybin A.V.

JSC «INSTITUTE OF NUCLEAR MATERIALS».  
Zarechny, Sverdlovsk reg., 624250 Russia

### **ABSTRACT**

The austenitic chromium-nickel steel EK164 is perspective material of the fast nuclear reactor rod cladding. The physical-chemical compatibility of this steel with typical pellet uranium dioxide nuclear fuel is important aspect for rod efficiency. The post reactor investigations of the combined rod assembling were carried out after peak burn-up 9,1 % FIFA and damage dose 77,3 dpa. There were rod claddings on basis of CHS68 and EK164 cold-worked steels to compose that assembling. The gamma-scanning, electrical-potential scanning and optical metallography methods was applied. The perilous regions of rod corrosion strengthening are high-temperature parts. This fact was previously established on basis of gamma-scanning and electrical-potential method data. The comparative analysis of the inner fuel rod corrosion for steel CHS68 and steel EK164 was carry out along core region height. The inner corrosion depth of steel CHS68 under contact with fuel has not exceeded 15 mm at the maximum power flux area by

temperature below 540 °C. The same rod corrosion of steel EK164 has come to 10 mm at the core region centre. The maximum of corrosion damage both steels has detected at the range from 600 to 650 °C. It is amount less than 20 mm by means of both frontal and intercrystalline corrosion type. Essential differences of corrosion mechanism both steels haven't disclosed. The fact of local intension corrosion was detected near the fuel pellet joints and places of fission fragment caesium accumulation. Contrariwise the corrosion of EK164 steel was minimum within narrow gap between cladding and fuel where the caesium is absent. The peak cladding thinning of examined fuel rods have formed less than 5 % of initial thickness under fuel burn-up 9 % FIFA.

**Key words:** fuel element, cladding, electrical resistivity graph, gamma nuclide graph, metallography, corrosion.

#### REFERENCES

1. Mosin A.M., Evseev M.V., Portnykh I.A., Sherbakov E.N., Shikhalev V.S., Mitrofanova N.M., Kozlov A.V. Izmenenie fiziko-mekhanicheskikh svojstv obolochek tvelov iz stalej EK164 i CHS68 posle ekspluatatsii v reaktore BN-600 v techenie chetyrekh mikrokampanij [Change of physical and mechanical property of pin cladding of EK164 and CHS68 steels after exploitation at reactor BN-600 during four microcampaign]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no. 1, pp. 224–230 (in Russian).
2. Mitrofanova N.M., Tselischev A.V., Ageev V.S., Budanov Yu.M., Ioltuhovskij A.G., Leonteva-Smirnova M.V., Reshetnikov F.G., Bibilashvili Yu.K., Shkabura I.A., Ivanov Yu.A. Konstruktionskiye materialy dlya obolochek tvelov i chehlov TVS reaktora BN-600 [Construction materials of pin coverings and cases of the pile BN-600]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no. 1, pp. 211–223 (in Russian).
3. Kinyov E.A. Vnutritvel'naya korroziya obolochek iz nerzhaveyuschej stali v usloviyah reaktornogo oblucheniya [Inner fuel rod corrosion of stainless steel covering under conditions of pile irradiation]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2008, no. 2, pp. 107–113 (in Russian).
4. Sherbakov E.N., Kozlov A.V., Averin S.A., Shikhalev V.S., Yagovitin P.I., Isakov A.P., Kuzevanov A.A., Ershova O.V. Ispol'zovanie elektropotentsial'nogo kontrolya dlya otsenki vliyanija tekhnologicheskikh i ekspluatatsionnykh faktorov na sostoyanie obolochki tvelov BN600 [Using of electropotential control for influence estimation of technological and operational factors to state of BN-600 pin cladding]. *VANT. Materialovedenie i novye materialy*. 2007, no. 1 (68–69), pp. 425–444 (in Russian).
5. Shamardin V.K., Kryukov F.N. *Metody issledovaniya i rezul'taty eksperimentov, modeliruyushchih fiziko-khimicheskoe vzaimodejstvie nerzhaveyuschih stalej s produktami deleniya yadernogo topliva* [Examination methods and experiment results which model the physical-chemical interaction of stainless steel with nuclear fuel fission products]. Moscow, CNIIAtominform Publ., 1989. 31 p.

#### Authors

Kinyov Evgenij Aleksandrovich, Leading Research Assistant, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: kinev007@yandex.ru irm@irmatom.ru

Shihalyov Vyacheslav Semyonovich, Senior Staff

E-mail: irm@irmatom.ru

Barybin Andrey Vladimirovich, Senior staff

E-mail: irm@irmatom.ru

# НОДАЛЬНЫЙ $S_N$ -МЕТОД В HEX-Z-ГЕОМЕТРИИ

**В. П. Березнев**

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН.  
115191, г. Москва, ул. Большая Тульская, д. 52*



При решении нейтронно-физических задач с грубой пространственной сеткой, какими, в частности, являются расчеты РУ БР (например, БН-800 и БН-1200) с ячейкой в виде гексагональной прямоугольной призмы, моделирующие тепловыделяющие сборки реактора, проблема пространственной аппроксимации в  $S_N$ -приближении становится весьма актуальной.

Среди конечно-разностных схем для уравнения переноса нейтронов и гамма-квантов наиболее широкое применение нашли «взвешенные алмазные» (WDD) схемы. Они эффективны с точки зрения простоты реализации и вычислительных затрат. Однако в задачах, обозначенных выше, проявляются их недостатки. Алмазная схема (DD), имея второй порядок аппроксимации (наилучший для данного семейства схем), не обладает свойствами положительности и монотонности. В силу этого обстоятельства, в решении зачастую присутствуют отрицательные значения или нефизические осцилляции. Шаговая схема (St), лишенная недостатков алмазной схемы, обладает лишь первым порядком точности. В связи с потребностью в высокоточных расчетах ее использование видится неэффективным.

Существуют алгоритмы коррекции отрицательных значений, а также адаптивные (AWDD) схемы, нацеленные как на уменьшение уровня осцилляций, так и на получение положительного решения. Однако эти алгоритмы негативно сказываются на порядке аппроксимации, и в таких случаях говорят о схемах первого – второго порядка точности. К тому же для адаптивных схем существует проблема выбора параметров схемы.

Очевидным выходом из ситуации с повышением качества и точности расчета является измельчение сетки. В случае РУ БР пространственная сетка представляет собой набор прямых призм с правильным шестиугольником в основании (в таком случае говорят о HEX-Z-геометрии). Поэтому гексагональные ячейки можно разбить на ромбовидные (три ромба на один шестиугольник; 12 ромбов на один шестиугольник и т.д.). Для полученной сетки из ромбов используется алмазная схема. В силу меньшего, по сравнению с исходным, размера ячейки недостатки схемы проявляться не будут. Также может быть использована треугольная сетка.

Другой подход в решении обозначенной проблемы – разработка методов повышенного порядка точности без увеличения числа расчетных точек. Одним из таких методов является нодальный. В основе любого нодального метода лежит разложение неизвестной функции внутри нода (элементарного объема с неизменными свойствами) по базисным функциям с последующим вычислением моментов разложения.

В данной статье речь пойдет о нодальном  $S_N$ -методе в HEX-Z-геометрии.

**Ключевые слова:** реактор на быстрых нейтронах, нейтронно-физический расчет, нодальный метод,  $S_N$ -приближение, гексагональная геометрия.

## НОДАЛЬНЫЙ $S_n$ -МЕТОД

Рассмотрим стационарный процесс переноса нейтронов, описываемый линейным уравнением Больцмана. После дискретизации по угловой и энергетической переменной имеем

$$\begin{aligned} \Omega_m \cdot \nabla \varphi_m^g(x, y, z) + \Sigma_t^g(x, y, z) \varphi_m^g(x, y, z) = \\ = \sum_{g'} \left( \Sigma_s^{g' \rightarrow g} + \frac{\chi^g}{K_{eff}} v \Sigma_f^{g'} \right) \sum_m w_m \varphi_m^g(x, y, z), \end{aligned} \quad (1)$$

где  $\varphi_m^g(x, y, z)$  – плотность потока нейтронов в точке  $(x, y, z)$  в направлении  $\Omega_m$  в группе  $g$ ;  $\Sigma_t^g(x, y, z)$  – полное макроскопическое сечение взаимодействия;  $\Sigma_s^{g' \rightarrow g}$  – макроскопическое сечение рассеяния из группы  $g'$  в группу  $g$ ;  $\chi^g$  – спектр нейтронов деления;  $K_{eff}$  – эффективный коэффициент размножения нейтронов;  $v \Sigma_f^{g'}$  – число нейтронов деления, возникших при одном акте деления;  $w_m$  – вес угловой квадратуры. Далее индексы  $g$  и  $m$ , по возможности, будем опускать.

Рассмотрим расчетную ячейку с «размером под ключ»  $\Delta x$  и высотой  $\Delta z_k$ , как изображено на рис. 1, которая моделирует одну из высотных частей ТВС активной зоны РУ БР:

$$D = \left\{ \left[ -\frac{\Delta x}{2}, \frac{\Delta x}{2} \right] \times [-y_b(x), y_b(x)] \times [z_{k-1/2}, z_{k+1/2}] \right\},$$

$$y_b(x) = \frac{\Delta x - |x|}{\sqrt{3}}.$$

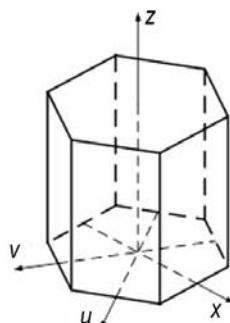


Рис. 1. Расчетная ячейка в HEX-Z-геометрии

Выберем для определенности угловое направление  $\Omega_m > 0$ . Интегрирование уравнения (1) по переменным  $y$  и  $z$  в пределах ячейки приводит к одномерному уравнению

$$\frac{d}{dx} y_b(x) \Phi(x) + \Sigma_t y_b(x) \Phi(x) = y_b(x) Q(x) - L(x) \quad (2)$$

относительно одномерного потока  $\Phi(x)$ :

$$\Phi(x) = \frac{1}{2 y_b(x) \Delta z_k} \int_{z_{k-1/2}}^{z_{k+1/2}} dz \int_{-y_b(x)}^{y_b(x)} \varphi_m^g(x, y, z) dy.$$

В уравнении (2)  $L(x)$  – утечка нейтронов, имеющая радиальную  $L_r(x)$  и аксиальную  $L_z(x)$  составляющие [1]:

$$L(x) = L_r(x) + y_b(x) L_z(x),$$

$$L_r(x) = \begin{cases} \frac{\mu_u \Phi_{u+}(x) - \mu_v \Phi_{v+}(x)}{\sqrt{3}}, & x > 0 \\ \frac{\mu_v \Phi_{v+}(x) - \mu_u \Phi_{u-}(x)}{\sqrt{3}}, & x < 0 \end{cases};$$

$$L_z(x) = \xi [\Phi_{z+}(x) - \Phi_{z-}(x)] / \Delta z_k.$$

С учетом граничного условия  $\Phi(-\Delta x/2) = \Phi_{in}^x$  имеем решение для уравнения (2):

$$\begin{aligned} y_b(x)\Phi(x) &= \frac{\Delta x}{2\sqrt{3}} \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}\left(\frac{\Delta x}{2} + x\right)\right\} \Phi_{in}^x + \\ &+ \frac{1}{\mu_x} \int_{-\Delta x/2}^x [y_b(t)Q(t) - L(t)] \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}(x-t)\right\} dt. \end{aligned} \quad (3)$$

Используем разложение потока нейтронов и источника по базисным полиномам:

$$\begin{aligned} \Phi(x) &= \sum_{i=0}^I \Phi_i^x h_i(x), \quad Q(x) = \sum_{i=0}^I Q_i^x h_i(x), \\ h(x) &= \left\{1, x, x^2 - \frac{5}{72}, \dots\right\}: \int_{-\Delta x/2}^{\Delta x/2} y_b(x) h_i(x) h_j(x) dx = \delta_{ij} D_i^x. \end{aligned} \quad (4)$$

Подстановка (4) в (3) позволяет получить выражения для моментов разложения, а подстановка  $x = \Delta x/2$  в (3) – выражение для потока  $\Phi_{out}^x$  на выходящей грани.

Аналогичным образом получаются выражения для функций  $\Phi(u)$  и  $\Phi(v)$ , где переменные  $u$  и  $v$  соответствуют осям координат, изображенным на рис. 1.

При повороте системы координат на угол  $\alpha$  уравнение переноса в новых координатах ( $x', y', z$ ) сводится к виду

$$\left( \mu' \frac{\partial}{\partial x'} + \eta' \frac{\partial}{\partial y'} + \xi' \frac{\partial}{\partial z} + \Sigma_t \right) \phi(x', y', z) = Q(x', y', z),$$

т.е. к уравнению (1) с новыми направляющими косинусами

$$\mu' = \mu \cos \alpha + \eta \sin \alpha,$$

$$\eta' = -\mu \sin \alpha + \eta \cos \alpha.$$

Таким образом, достаточно провести замену  $(\mu, \eta) \rightarrow (\mu', \eta')$  в выражениях (3) и (4) для  $\alpha_u = \pi/3$  и  $\alpha_v = 2\pi/3$ .

Для переменной  $z$  имеем

$$\frac{\xi}{\Delta z} \frac{d}{dz} \Phi(z) + \Sigma_t \Phi(z) = Q(z) - L(z), \quad (5)$$

$$\Phi(z) = \frac{2}{\sqrt{3} \Delta x^2} \int_{-\Delta x/2}^{\Delta x/2} dx \int_{-y_b(x)}^{y_b(x)} \varphi_m^g(x, y, z) dy,$$

$$L(z) = \frac{2}{3 \Delta x} \sum_{\alpha \in \{x, u, v\}} \mu_\alpha [\Phi_{\alpha+}(z) - \Phi_{\alpha-}(z)],$$

$$\Phi(z) = \sum_{i=0}^I \Phi_i^z f_i(z), \quad Q(z) = \sum_{i=0}^I Q_i^z f_i(z), \quad (6)$$

$$f(z) = \left\{ 1, z, z^2 - \frac{1}{12}, \dots \right\}: \int_{z_{k-1/2}}^{z_{k+1/2}} f_i(z) f_j(z) dz = \delta_{ij} D_i^z.$$

В итоге получаем систему линейных уравнений для потока нейтронов на выходящих граних

$$\Phi_{out}^\alpha = a_0^\alpha \Phi_{in}^\alpha + \sum_{j=0}^I b_{0j}^\alpha L_j^\alpha + c_{00}^\alpha Q_{cp} + \sum_{j=1}^I c_{0j}^\alpha Q_j^\alpha, \quad \alpha = \{x, u, v, z\}, \quad (7)$$

в которой  $a_0^\alpha, b_{0j}^\alpha, c_{0j}^\alpha$  – нодальные коэффициенты и учтено равенство

$$Q_0^\alpha = Q_{cp},$$

где  $Q_{cp}$  – среднее значение источника нейтронов в расчетной ячейке.

Решение этой системы

$$\tilde{\Phi}_{out} = (\tilde{\Phi}_{out}^x, \tilde{\Phi}_{out}^u, \tilde{\Phi}_{out}^v, \tilde{\Phi}_{out}^z)^T.$$

В данном случае может быть применен наиболее простой алгоритм коррекции отрицательных значений

$$\Phi_{out}^\alpha = \max(0, \tilde{\Phi}_{out}^\alpha),$$

поскольку для вычисления потоков на выходящих граних не используется балансное уравнение, и баланс нейтронов будет соблюден на этапе вычисления среднего потока  $\Phi_{cp}$  в расчетной ячейке:

$$\frac{2}{3\Delta x} \sum_{\alpha=\{x,u,v\}} |\mu_\alpha| (\Phi_{out}^\alpha - \Phi_{in}^\alpha) + \frac{\xi}{\Delta z_k} (\Phi_{out}^z - \Phi_{in}^z) + \Sigma_t \Phi_{cp} = Q_{cp}. \quad (8)$$

Моменты разложения одномерных потоков вычисляются согласно выражениям

$$\Phi_i^\alpha = a_i^\alpha \Phi_{in}^\alpha + \sum_{j=0}^I b_{ij}^\alpha L_j^\alpha + c_{i0}^\alpha Q_{cp} + \sum_{j=1}^I c_{ij}^\alpha Q_j^\alpha, \quad \alpha = \{x, u, v, z\}, \quad i = 1, \dots, I. \quad (9)$$

Нулевые моменты разложения вычислять не требуется, поскольку они совпадают со средним значением потока в ячейке:

$$\Phi_0^\alpha = \Phi_{cp}.$$

## РАСЧЕТ 2D- И 3D-МОДЕЛИ РЕАКТОРА КНК-II

Для тестирования выбрана модель реактора КНК-II (модель №4 из [2]). Это четырехгрупповая условно-критическая задача. Двумерная модель, соответствующая центральному высотному слою активной зоны, изображена на рис. 2. Общее количество сборок равно 169. Размер «под ключ» составляет 12.99 см.

Для двумерной задачи проведены две серии расчетов (табл. 1), соответствующих наличию ( $CR\_in$ ) и отсутствию ( $CR\_out$ ) стержней СУЗ в активной зоне. Точность

сходимости по  $K_{eff}$  составляла  $10^{-6}$ . В качестве эталонного результата выбран расчет по программе TWOHEX-96Δ [3].

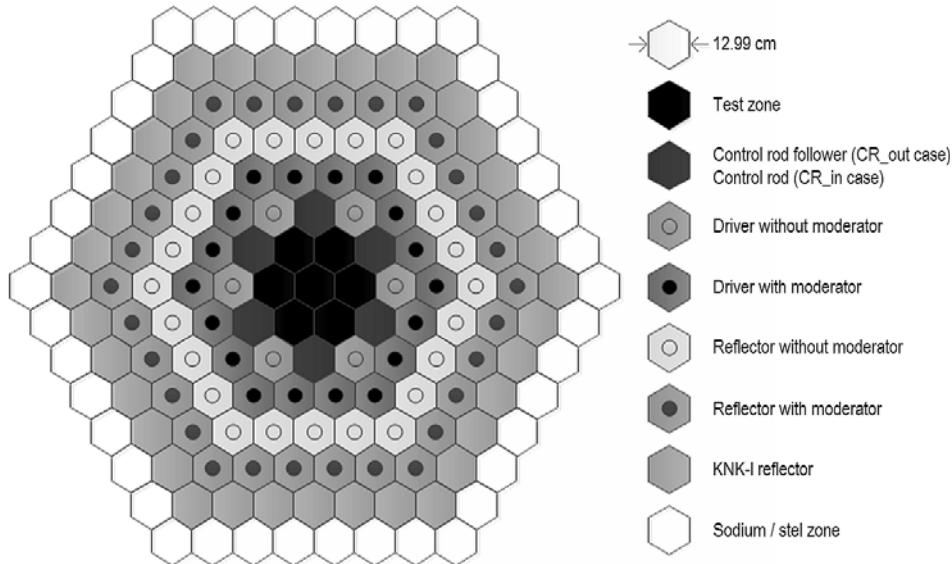


Рис. 2. Картограмма модели активной зоны реактора KNK-II [2]

Таблица 1

#### Результаты расчета $K_{eff}$ для двумерной модели

Расчетный код (число расчетных точек)	$CR_{in}$		$CR_{out}$	
	$K_{eff}$	$\Delta K/K \%$	$K_{eff}$	$\Delta K/K \%$
MOCUM (90804) [3]	1.00931	- 0.01	1.30866	- 0.06
SPANDOM (169) [4]	1.01055	0.11	1.30833	- 0.09
Алмазная схема (169)	0.99691	- 1.25	1.30620	- 0.25
Нодальная схема (169)	1.01009	0.07	1.30998	0.04
TWOHEX-96Δ (16224)	1.00941	-	1.30945	-

Результаты по нодальному методу находятся в хорошем согласии с результатами, полученными по другим программам.

Также проведены расчеты для трехмерной модели, которая имеет 50 высотных слоев. В этом случае добавляется состояние ( $CR_{half}$ ), в котором стержни частично погружены в активную зону. В качестве эталонного выбран расчет на основе метода Монте-Карло и программы GMVP [2].

Таблица 2

#### Результаты расчета $K_{eff}$ для трехмерной модели

Расчетный код	$CR_{out}$		$CR_{in}$		$CR_{half}$	
	$K_{eff}$	$\Delta K/K \%$	$K_{eff}$	$\Delta K/K \%$	$K_{eff}$	$\Delta K/K \%$
HEXNOD [2]	1.0889	- 0.61	0.8748	- 0.62	0.9783	- 0.57
Алмазная схема	1.0911	- 0.4	0.8660	- 1.6	0.9754	- 0.87
Нодальная схема	1.0992	+0.34	0.8823	+0.24	0.9876	+0.37
GMVP	1.0955	-	0.8802	-	- .9839	-

Как видно из табл. 2, нодальная схема превосходит по точности алмазную, особенно при наличии гетерогенности.

Радиальное распределение поля нейтронов, изображенное на рис. 3, демонстрирует, что нодальная схема дает решение без осцилляций.

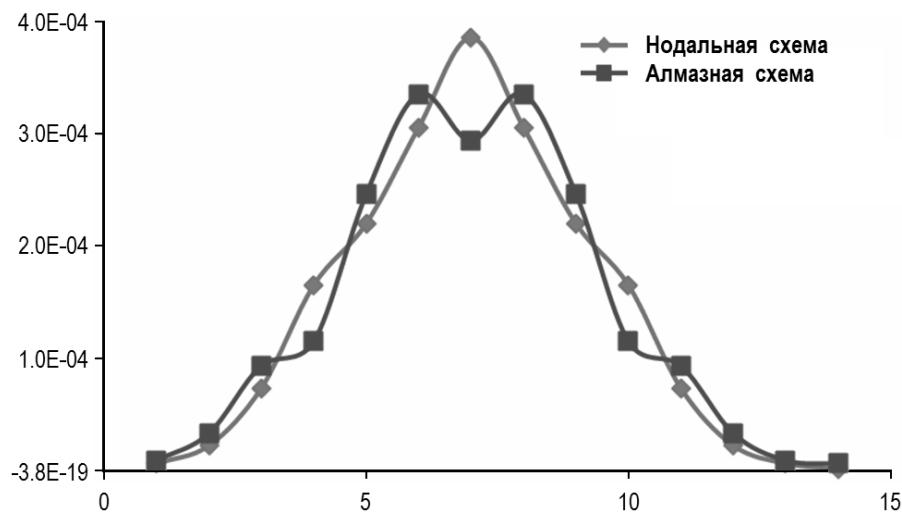


Рис. 3. Радиальное распределение поля нейтронов в KNK-II-модели

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработан и реализован нодальный  $S_N$ -метод для нейtronно-физических расчетов. Проведенный расчет 2D- и 3D-модели KNK-II реактора демонстрирует повышенный порядок точности и качественно правильное распределение поля нейтронов при использовании нодального  $S_N$ -метода.

## Литература

1. Ikeda H., Takeda T. A new nodal SN transport method for three-dimensional hexagonal geometry. Journal of Nuclear Science and Technology. 1994, v. 31, pp. 497-509 .
2. Ikeda H., Takeda T. 3-D Neutron Transport Benchmarks. Department of Nuclear Engineering Osaka University, Japan, NEACRP L-330, 1991.
3. Yang X., Satvat N. MOCUM: A two-dimensional method of characteristics code based on constructive solid geometry and unstructured meshing for general geometries. Annals of Nuclear Energy. 2012, v. 46, pp. 20-28.
4. Tae Hyeong, Nam Zin Source projection analytic nodal SN method for hexagonal geometry. Annals of Nuclear Energy. 1996, v. 23, pp. 133-143.

Поступила в редакцию 05.07.2015 г.

## Автор

Березнев Валерий Павлович, инженер  
E-mail: bvp@ibrae.ac.ru

UDC 621.039

## NODAL $S_N$ -METHOD FOR HEX-Z-GEOMETRY

Bereznev V.P.

Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences.  
52, B.Tulskaya st., Moscow 115191, Russia

## ABSTRACT

The problem of spatial approximation for the neutron transport equation becomes very important in solving neutronics problems with coarse spatial grid, like fuel

assemblies calculations of fast reactors (for example, BN-800 and BN-1200).

«Weighted diamond» (WDD) schemes are the most widely adopted among the finite difference schemes for the neutrons and gamma rays transport equation. They are effective in terms of ease of implementation and computational costs. However, the problems mentioned above indicate their limitations. Diamond difference scheme (DD) has a second-order approximation (best for this type of schemes) and does not have the properties of positive and monotony. For this reason, a negative values or nonphysical oscillations appear in the solution. Step scheme (St) is monotonic and positive unlike DD, but is has only first-order accuracy. So it is inefficient for high-precision calculations.

There are negative correction algorithms and adaptive (AWDD) schemes for reducing the level of oscillation and obtaining a positive solution. However, these algorithms have a negative impact on the order of approximation, and in such cases we can obtain schemes with only 1– 2 accuracy order. In addition to adaptive schemes there is a problem of choosing the scheme's parameters.

The obvious way out to improve the quality and accuracy of the calculation is a refinement of the grid. In the case of fast reactors spatial grid is a set of rectangular prisms with a regular hexagon at the base (HEX-Z geometry). Therefore hexagonal cells are divided into rhomboid (3 rhombus for 1 hexagon; 12 rhombus for 1 hexagon, etc.). Next we can use diamond difference scheme on a grid of rhombuses. Defects will not occur due to small cell size compared to the initial hexagonal cell. It can also be used triangular mesh.

Another approach to solving the identified problem is the development of higher order accuracy methods without the increasing number of calculation points. One of these methods is the nodal method. The basis of every nodal method is the expansion of the unknown function in the node (elementary volume with the same properties) using basic functions with subsequent calculation of expansion moments.

In this article, we will focus on  $S_N$  nodal method in HEX-Z-geometry.

**Key words:** fast reactor, neutronics calculations, nodal method,  $S_N$ -approximation, hexagonal geometry.

#### REFERENCES

1. Ikeda H., Takeda T. A new nodal SN transport method for three-dimensional hexagonal geometry. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 1994, v. 31, pp. 497-509.
2. Ikeda H., Takeda T., 3-D Neutron Transport Benchmarks. Department of Nuclear Engineering Osaka University, Japan, NEACRPL-330, 1991.
3. Yang X., Satvat N. MOCUM: A two-dimensional method of characteristics code based on constructive solid geometry and unstructured meshing for general geometries. *Annals of Nuclear Energy*. 2012, v. 46, pp. 20-28, 2012.
4. Tae Hyeong, Nam Zin Source projection analytic nodal SN method for hexagonal geometry. *Annals of Nuclear Energy*. 1996, v. 23, pp. 133-143.

#### Author

Bereznev Valerij Pavlovich, Engineer  
E-mail: bvp@ibrae.ac.ru

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЛОКАЛЬНОЙ ГИДРОДИНАМИКИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТВС-КВАДРАТ РЕАКТОРА PWR ПРИ ПОСТАНОВКЕ ПЕРЕМЕШИВАЮЩИХ ДИСТАНЦИОНИРУЮЩИХ РЕШЕТОК С РАЗЛИЧНЫМИ ТИПАМИ ДЕФЛЕКТОРОВ

**С.М. Дмитриев, С.С. Бородин, А.В. Варенцов, М.А. Легчанов,  
В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов**

*Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева  
603950, г. Нижний Новгород, ул. Минина, д. 24*



Приведены результаты экспериментальных исследований локальных гидродинамических характеристик потока теплоносителя в тепловыделяющих сборках реакторов PWR при использовании различных перемешивающих дистанционирующих решеток. В процессе экспериментов выявлены особенности и закономерности течения теплоносителя в пучках твэлов ТВС-Квадрат с различными типами перемешивающих дистанционирующих решеток. Анализ пространственного распределения проекций абсолютной скорости потока позволил детализировать картину течения теплоносителя за перемешивающей дистанционирующей решеткой при установке трех типов дефлекторов. Выявлена оптимальная конструкция дефлектора для перемешивающей дистанционирующей решетки ТВС-Квадрат в стандартной ячейке и области направляющих каналов. Результаты исследования локальной гидродинамики потока теплоносителя в ТВС-Квадрат приняты для практического использования в АО «ОКБМ Африкантов» при оценке теплотехнической надежности активных зон реакторов PWR и включены в базу данных для верификации программ вычислительной гидродинамики (CFD-кодов) и детального поясочного расчета активной зоны реакторов PWR.

**Ключевые слова:** ядерный реактор, тепловыделяющая сборка, гидродинамика теплоносителя, тепломассоперенос, перемешивающая дистанционирующая решетка.

## ВВЕДЕНИЕ

В АО «ОКБМ Африкантов» разработана конструкция ТВС-Квадрат для активной зоны реакторов типа PWR, конкурентоспособная с зарубежными аналогами по надежности, безопасности, экономичности и технологичности. В основу создания новых ТВС положен многолетний опыт разработки, изготовления и эксплуатации ядерного топлива в реакторах ВВЭР-1000. В частности, в конструкции ТВС-Квадрат использованы апробированные и зарекомендовавшие себя в ТВС для реакторов ВВЭР-1000 конст-

© С.М. Дмитриев, С.С. Бородин, А.В. Варенцов,  
М.А. Легчанов, В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов, 2015

рукторские решения по каркасу ТВС и дистанционирующей решетке, которые позволяют повысить эксплуатационную надежность ядерного топлива в реакторах PWR [1].

Конструкция ТВС-Квадрат имеет дистанционирующие и дополнительно устанавливаемые перемешивающие решетки, которые играют роль турбулизаторов потока теплоносителя и интенсификаторов теплообмена. Установка подобных элементов влияет на эффективность перемешивания теплоносителя и, как следствие, на величину критических тепловых потоков и запас до кризиса теплоотдачи.

Применение отечественной конструкции ТВС-Квадрат с перемешивающими дистанционирующими решетками в реакторе PWR требует обоснования теплотехнической надежности активных зон и определения влияния конструкций решеток на гидродинамику потока теплоносителя [2].

Оценка влияния перемешивающих устройств на критические потоки тепла возможна только на теплофизических стендах при натурных условиях течения теплоносителя, а изучение гидродинамики сборок твэлов и активных зон реакторов целесообразно проводить на масштабных и полноразмерных моделях кассет и активных зон на аэро- и гидродинамических стенах [3, 4].

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД

Исследование гидродинамики потока теплоносителя и сравнение перемешивающих дистанционирующих решеток, с точки зрения интенсивности перемешивания, в ТВС-Квадрат проводились в НГТУ им. Р.Е. Алексеева на аэродинамическом экспериментальном стенде.

Принцип работы исследовательского стенда заключается в том, что поток воздуха посредством радиального вентилятора высокого давления поступает в ресиверную емкость, движется через расходомерное устройство и успокоительный участок, а затем, пройдя через экспериментальную модель (ЭМ), выбрасывается в атмосферу [5].

Экспериментальная модель представляет собой фрагмент ТВС-Квадрат реактора типа PWR и выполнена в полном геометрическом подобии штатной топливной сборкой.

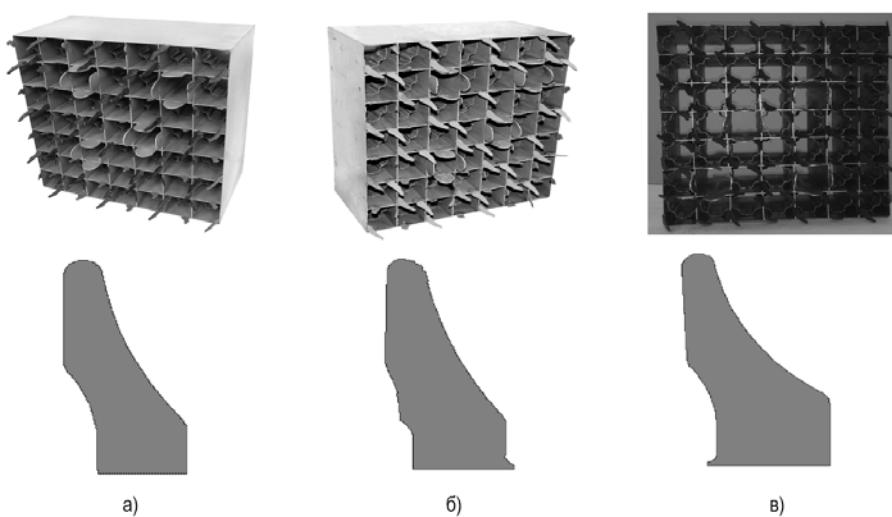


Рис. 1. Выходная часть экспериментальной модели: а) – дефлектор «прямого гиба»; б) – дефлектор «косого гиба»; в) – дефлектор «обратного гиба»

На рисунке 1 представлены исследуемые пояса перемешивающих дистанционирующих решеток (ПДР) с различными типами дефлекторов. Пояс ПДР представляет собой взаимно перпендикулярные ряды пластин, установленных в общий бандаж.

На верхних кромках пластин ПДР установлены дефлекторы таким образом, что на каждый твэл приходится по два дефлектора, расположенных диагонально [6].

### **МЕТОДИКИ ИССЛЕДОВАНИЯ ГИДРОДИНАМИКИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТВС-КВАДРАТ РЕАКТОРА PWR**

Исследования локальных гидродинамических характеристик потока теплоносителя заключаются в измерении модуля вектора скорости, углов набегания потока и статического давления пятиканальным пневмометрическим зондом внутри трубного пучка экспериментальной модели. Для получения полной информации о трехмерном течении потока теплоносителя исследования проводились в стандартной ячейке и двух ячейках, прилежащих к НК (ячейки №44 и 27, 28 соответственно) (рис. 2).

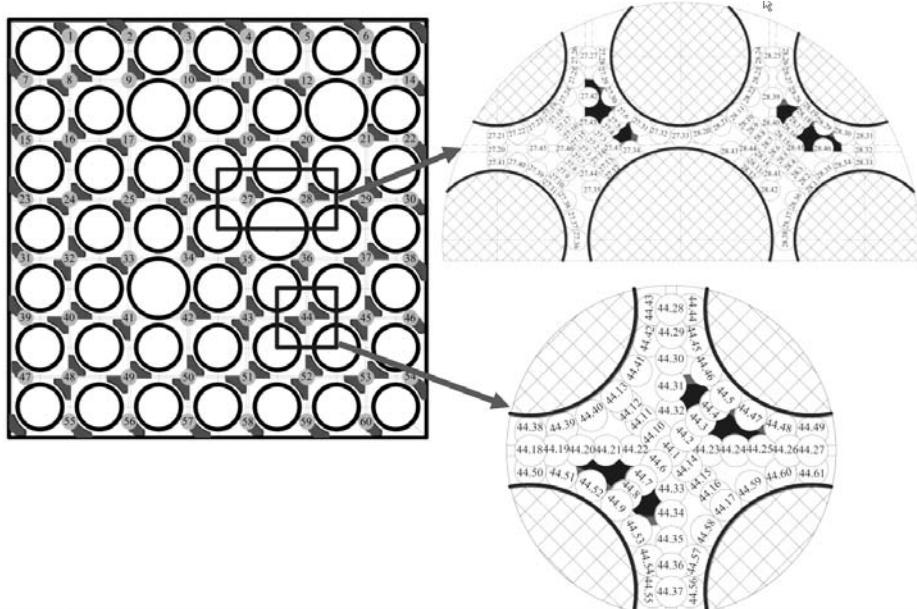


Рис. 2. Характерные зоны измерения вектора скорости

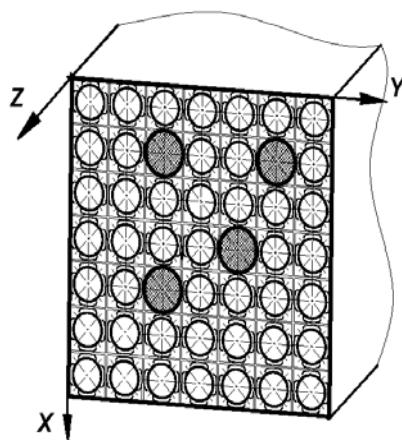


Рис. 3. Схема расположения координатных осей

Координаты каждой точки замера представлены в декартовой системе координат (рис. 3).

Анализ распределения поперечных составляющих вектора скорости в поперечном сечении и по длине модели в двух выбранных областях за ПДР ЭМ позволил определить особенности и закономерности движения потока теплоносителя в ТВС-Квадрат реактора PWR.

## ИЗМЕРИТЕЛЬНЫЙ КОМПЛЕКС

В состав измерительного комплекса входят ЭВМ с программным обеспечением, трубка Пито-Прандтля, пятиканальный пневмометрический зонд, блок аналоговых преобразователей давления.

Измерение вектора скорости потока теплоносителя осуществлялось пятиканальным пневмометрическим зондом. Предельные отклонения проекций относительной скорости на осях  $X$ ,  $Y$ ,  $Z$  не превышали 7% от абсолютной скорости. Перед проведением исследований зонд тарировали в воздушном потоке с известными и постоянными по сечению канала направлением и значением скорости.

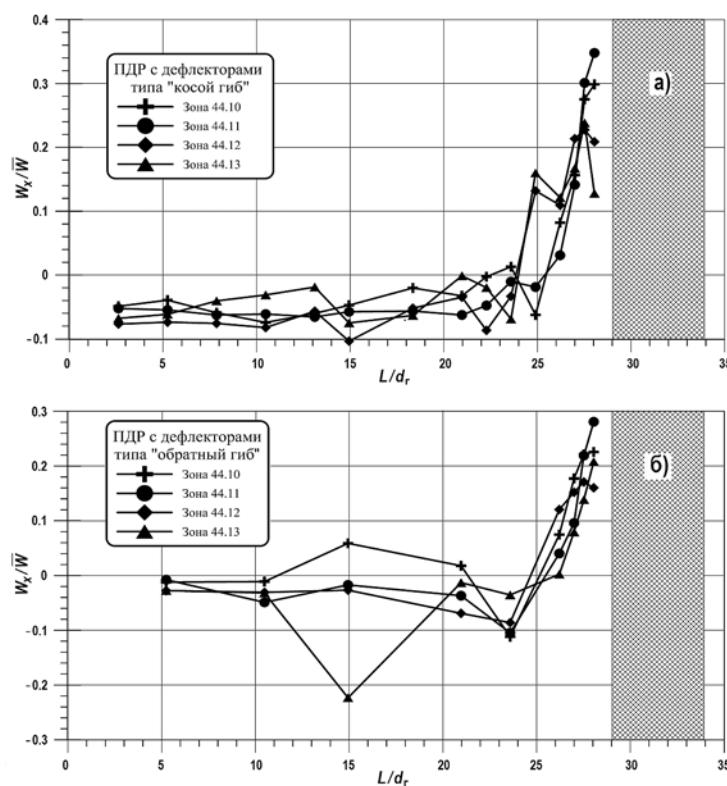
Снятие показаний с пятиканального пневмометрического зонда производилось блоком аналоговых преобразователей давления. Предел допускаемой основной погрешности данных приборов составляет  $\pm 0,25\%$  [7, 8].

## РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ГИДРОДИНАМИКИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТВС-КВАДРАТ РЕАКТОРА PWR

За любым из исследуемых типов дефлекторов образуется вихревое течение, которое прекращается на расстоянии  $\Delta l/d_r = 3 - 5$  за дефлекторами типа «косой гиб» и «обратный гиб» (рис. 4а, б) и  $\Delta l/d_r = 10 - 12$  за дефлекторами типа «прямой гиб» ( $\Delta l/d_r$  – характерные отрезки распространения возмущений;  $l/d_r$  – координата с расположением сечения измерения вектора скорости, где  $l$  – длина до сечения измерения от выхода модели,  $d_r$  – гидравлический диаметр) (рис. 4в).

В районе направляющего канала за ПДР с различными типами дефлекторов выделим парные ячейки по варианту расположения дефлекторов:

- ячейки, где дефлекторы направляют теплоноситель в аналогичные ячейки области НК;
- ячейки, где дефлекторы направляют поток из области НК в стандартные ячейки.



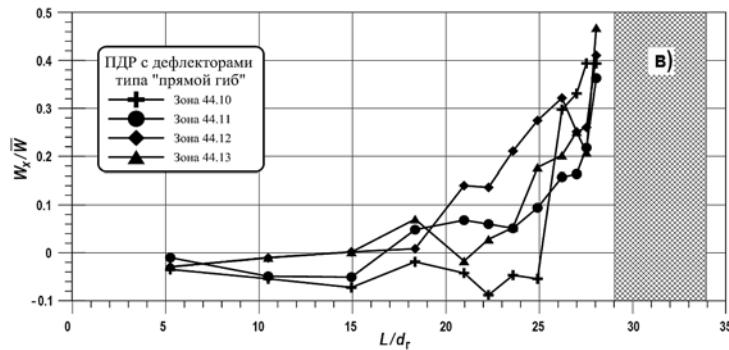


Рис. 4. Распределение относительных скоростей при постановке ПДР с исследуемыми дефлекторами для зон №№ 44.10, 44.11, 44.12, 44.13: а) – дефлектор типа «косой гиб»; б) – дефлектор типа «обратный гиб»; в) – дефлектор типа «прямой гиб»

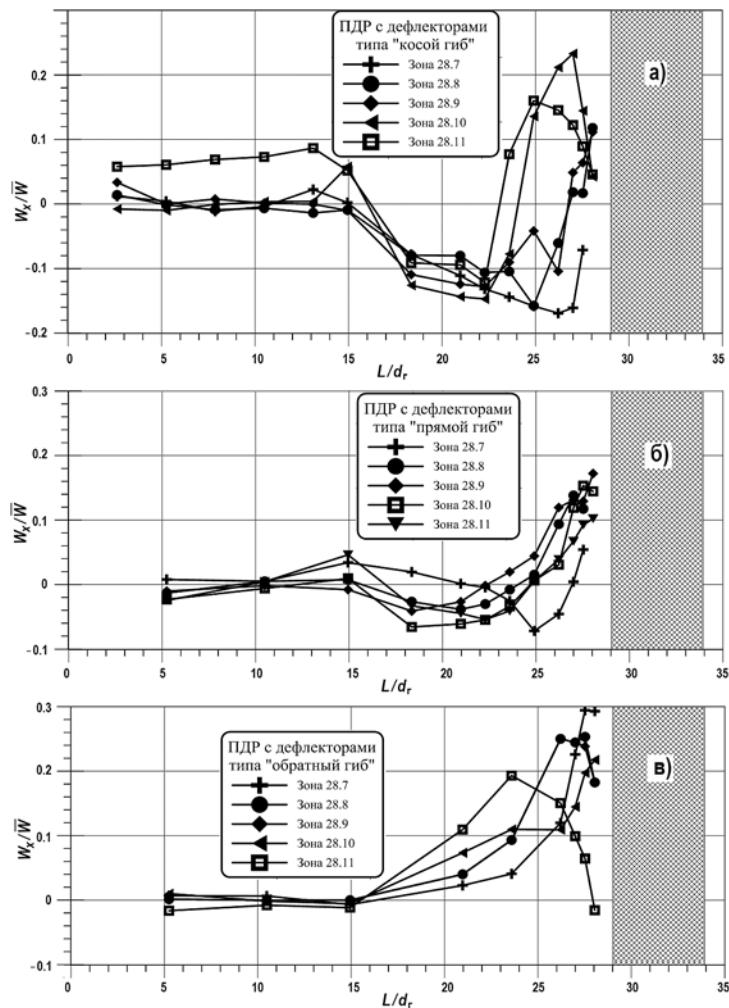


Рис. 5. Распределение относительных поперечных скоростей при постановке ПДР с дефлекторами типа «обратный гиб» для зон №№ 28.7, 28.8, 28.9, 28.10, 28.11: а) – дефлектор типа «косой гиб»; б) – дефлектор типа «прямой гиб»; в) – дефлектор типа «обратный гиб»

В ячейках НК, где дефлекторы направляют поток в стандартные ячейки, за ПДР с дефлекторами типа «косой гиб» и «прямой гиб» возникает вихрь с длиной затухания

$\Delta l/d_r \approx 5 - 8$  от решетки (рис. 5а,б), омывая поперечным потоком два прилежащих твэла.

При постановке решетки с дефлекторами типа «обратный гиб» вихрь в этой же области затухает на расстоянии  $\Delta l/d_r \approx 14$  за ПДР (рис. 5в).

Длина затухания возмущений, вызванных ПДР в ячейках, прилежащих к НК, с дефлекторами типа «прямой гиб», «косой гиб» и «обратный гиб» заканчивается на расстоянии  $\Delta l/d_r \approx 10 - 14$  (рис. 6).

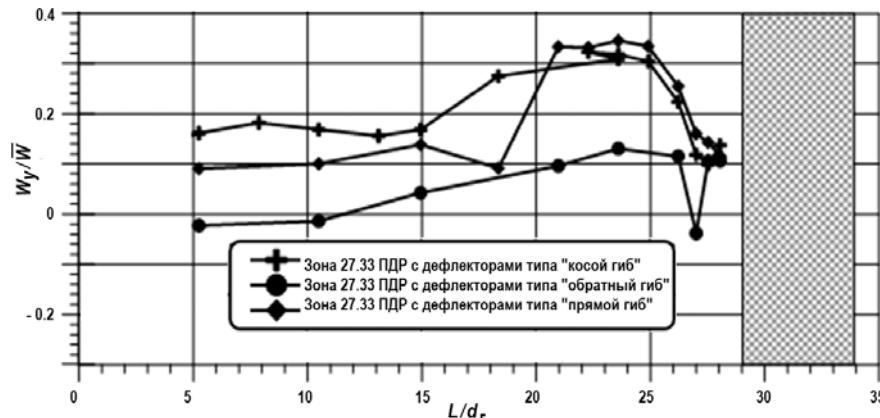


Рис. 6. Распределение относительных поперечных скоростей при постановке ПДР с дефлекторами типа «косой гиб», «обратный гиб» и «прямой гиб» для зоны № 27.33

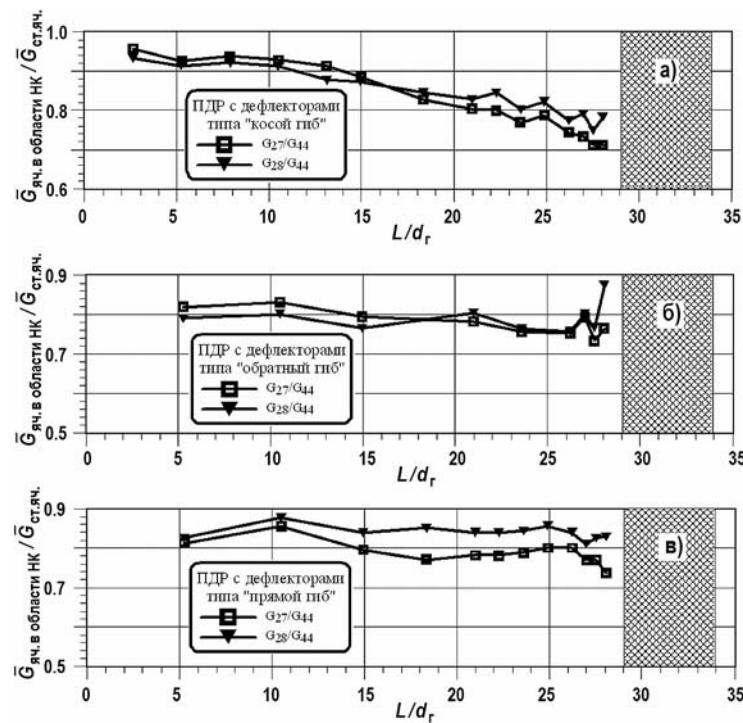


Рис. 7. Отношение распределения расхода теплоносителя через ячейки №27 и №28 (прилежащие к НК) к стандартной ячейке №44 при постановке ПДР с исследуемыми дефлекторами: а) – дефлектор типа «косой гиб»; б) – дефлектор типа «обратный гиб»; в) – дефлектор типа «прямой гиб»

Различие ориентации дефлекторов и площадей проходных сечений ячеек, прилежащих к НК, и стандартных ячеек ТВС-Квадрат приводит к перераспределению расходов теплоносителя за ПДР. Непосредственно за ПДР с дефлекторами типа «косой гиб» наблюдается вытеснение расхода, которое достигает 30% по отношению к

расходу через стандартную ячейку, и на выходе из модели различие расходов между данными ячейками составляет 10% (рис. 7а). В случае установки ПДР с дефлекторами типа «обратный гиб» и «прямой гиб» происходит изменение расхода теплоносителя через эти ячейки на 15 – 20% по сравнению с расходом через стандартную ячейку и остается практически неизменным на всей длине исследуемого участка (рис. 7б,в).

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании проведенных комплексных исследований определены гидродинамические характеристики потока и выявлены особенности течения теплоносителя в ТВС-Квадрат реактора PWR с дефлекторами типа «косой гиб», «прямой гиб», «обратный гиб»:

а) за любым типом дефлекторов образуется вихревое течение, которое прекращается на расстоянии  $\Delta l/d_r = 3 - 5$  за дефлекторами типа «косой гиб» и «обратный гиб», и на расстоянии  $\Delta l/d_r = 10 - 12$  за дефлекторами типа «прямой гиб»;

б) в ячейках НК, где дефлекторы направляют поток в стандартные ячейки, за ПДР с дефлекторами типа «косой гиб» и «прямой гиб» возникает вихрь с длиной затухания  $\Delta l/d_r \approx 5 - 8$  от решетки, омывая поперечным потоком два прилежащих твэла; при постановке решетки с дефлекторами типа «обратный гиб», вихрь в этой же области затухает через  $\Delta l/d_r \approx 14$  за ПДР;

в) длина затухания возмущений за ПДР в ячейках, прилежащих к НК, с дефлекторами типа «прямой гиб», «косой гиб» и «обратный гиб» составляет  $\Delta l/d_r \approx 10 - 14$ ;

г) при установки ПДР с дефлекторами типа «косой гиб» наблюдается вытеснение расхода, которое достигает 30% по отношению к расходу через стандартную ячейку, и на выходе из модели различие расходов между данными ячейками составляет 10%. В случае установки ПДР с дефлекторами типа «обратный гиб» и «прямой гиб» происходит изменение расхода теплоносителя через эти ячейки на 15 – 20% по сравнению с расходом через стандартную ячейку и остается практически неизменным на всей длине исследуемого участка.

В результате экспериментальных исследований полей скорости было установлено, что с точки зрения турбулизации потока в стандартной ячейке дефлектор «прямого гиба» обладает лучшими свойствами, а в области направляющих каналов – лучшим является дефлектор «обратного гиба».

Полученные результаты могут быть использованы в качестве базы данных для верификации CFD-кодов и программ детального поячеочного расчета активных зон водоводяных ядерных реакторов типа PWR с целью уменьшения консерватизма при обосновании теплотехнической надежности активных зон.

Работа выполнена в рамках базовой части государственного задания №2014/133.

## Литература

1. Бых О.А., Дмитриев С.М., Зверев Д.Л., Панов Ю.К., Сорокин Н.М., Фарафонов В.А. Основное оборудование АЭС с корпусными реакторами на тепловых нейтронах: учебник. / Под ред. С.М. Дмитриева – М.: Машиностроение. - 2013.
2. Дмитриев С.М., Баринов А.А., Бородина В.Е., Хробостов А.Е. К вопросу о методологии обоснования теплотехнической надежности активных зон водяных энергетических реакторов. / Труды НГТУ №2 (104), 2014 г., С. 98-108.
3. Дмитриев С.М., Доронков Д.В., Пронин А.Н., Солнцев Д.Н., Сорокин В.Д., Хробостов А.Е. Расчетно-экспериментальные исследования гидродинамики и массообмена теплоносителя за дистанционирующей решеткой тепловыделяющей сборки реактора плавучего энергоблока. // Известия вузов. Ядерная энергетика - №4 - 2014. - С. 60-68.
4. Дмитриев С.М., Варенцов А.В., Добров А.А., Солнцев Д.Н., Хробостов А.Е. Экспериментальные и расчетные исследования гидродинамики и массообмена потока теплоносителя

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

в модели ТВС реактора КЛТ40С. // Научно-технический вестник Поволжья. – Казань: 2013. №3. С. 114-119.

5. Дмитриев С.М., Самойлов О.Б., Хробостов А.Е., Варенцов А.В., Добров А.А., Доронко-в Д.В., Сорокин В.Д. Расчетно-экспериментальные исследования локальной гидродинамики и массообмена потока теплоносителя в ТВС-Квадрат реакторов PWR с перемешивающими решетками // Теплоэнергетика. 2014. №8. С. 20-27.

6. Дмитриев С.М., Хробостов А.Е., Легчанов М.А., Бородин С.С., Солнцев Д.Н., Сорокин В.Д. Особенности локальной гидродинамики и массообмена теплоносителя в ТВС реакторов ВВЭР и PWR с перемешивающими решетками // Тепловые процессы в технике – 2013. Т.5. №3. С.98-107.

7. Дмитриев С.М., Бородин С.С., Легчанов М.А., Солнцев Д.Н., Сорокин В.Д., Хробостов А.Е. Экспериментальные исследования гидродинамических и массообменных характеристик потока теплоносителя в ТВСА ВВЭР // Атомная энергия. 2012. Т.113. Вып.5. С.252-257.

8. Дмитриев С.М., Варенцов А.В., Доронков Д.В., Добров А.А., Легчанов М.А., Хробостов А.Е. Исследование локальной гидродинамики и межъячейкового массообмена потока теплоносителя в районе направляющих каналов тепловыделяющих сборок реакторов PWR // Промышленная энергетика – 2013. №12. С. 45-50.

Поступила в редакцию 13.03.2015 г.

### Авторы

Дмитриев Сергей Михайлович, ректор, профессор, доктор техн. наук  
E-mail: dmitriev@nntu.nnov.ru

Бородин Сергей Сергеевич, зам. директора ИЯЭ и ТФ, доцент, канд. техн. наук  
E-mail: borodinss@mail.ru

Варенцов Андрей Владиславович, аспирант,  
E-mail: varentsov.andrey@gmail.com

Легчанов Максим Александрович, зам. директора ИЯЭ и ТФ, доцент, канд. техн. наук  
E-mail: legchanov@mail.ru

Сорокин Владислав Дмитриевич, ассистент  
E-mail: vlad.sorokin1987@mail.ru

Хробостов Александр Евгеньевич, директор ИЯЭ и ТФ, доцент, канд. техн. наук

UDC 621.039

## EXPERIMENTAL RESEARCHES OF LOCAL HYDRODYNAMICS OF COOLANT IN PWR FA-KVADRAT USING DIFFERENT MIXING GRIDS

Dmitriev S.M., Borodin S.S., Varentsov A.V., Legchanov M.A., Sorokin V.D.,  
Khrobostov A.E.

Nizhny Novgorod State Technical University n.a. R.E. Alekseev  
24, Minin st., Nizhny Novgorod, 603950 Russia

### ABSTRACT

There are results of experimental researches of local hydrodynamic characteristics of the coolant flow in the fuel assemblies PWR reactors using different mixing grids. The characteristics and patterns of coolant flow in the FA-Kvadrat with different types of mixing grids identified in the course of the experiments. The analysis of the spatial distribution of the projections of the

absolute flow rate detailed picture of coolant flow for mixing grid with the installation of the three types of deflectors. There have been found the optimal design of the deflector for mixing FA-Kvadrat spacer grids in the standard cell and in the field guide channels. The results of the study of the local hydrodynamics of the coolant flow in the FA-KVADRAT adopted for practical using in «OKBM Africantov» in assessing the reliability of heat engineering PWR reactor cores and included in the database of verification of the computational fluid dynamics software (CFD-code) and detailed calculation of the PWR reactor's core.

**Key words:** nuclear reactor, fuel assembly, the coolant flow hydrodynamic, heat and mass transfer, mixing grid.

#### REFERENCES

1. Bykh O.A., Dmitriev S.M., Zverev D.L., Panov Y.K., Sorokin N.M., Farafonov V.A. *Osnovnoe oborudovanie AES s korpusnymi reaktorami na teplovyyih neytronah* [The main equipment of nuclear power plants with a tank reactor with thermal neutrons]. Moscow. Mashinostroenie Publ., 2013 (in Russian).
2. Barinov A.A., Borodina V.E., Dmitriev S.M., Khrobostov A.E. *K voprosu o metodologii obosnovaniya teplotehnicheskoy nadezhnosti aktivnyih zon vodyanyih energeticheskikh reaktorov* [On the issue of core cooling reliability substantiation methodology for the pressurized water reactors]. Trudy Nizhegorodskogo gosudarstvennogo tehnicheskogo universiteta im. R.E. Alekseeva. 2014. no. 2, pp. 98-108 (in Russian).
3. Dmitriev S.M., Doronkov D.V., Pronin A.N., Solntsev D.N., Sorokin V.D., Khrobostov A.E. *Raschetno-eksperimentalnyie issledovaniya gidrodinamiki i massoobmena teplonositelya za distancioniruychey rechetskoy teplovyyelyuchey sborki reactora plavuchego energobloka* [Combined numerical and experimental investigations of hydrodynamics and coolant flow mass transfer out of spacer grid in fuel assemblies of floating power unit]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2014. no. 4, pp. 60-70 (in Russian).
4. Varentsov A.V., S.M. Dmitriev S.M., Dobrov A.A., Solntsev D.N., Khrobostov A.E. *Eksperimentalnyie i raschetnyie issledovaniya gidrodinamiki i massoobmena potoka teplonositelya v modeli TVS reaktora KLT-40S* [Experimental and numerical researches of hydrodynamics and mass transfer of coolant flow in experimental model of KLT-40S reactor fuel assembly]. *Nauchno-tehnicheskiy vestnik Povolzh'ya*. 2013, no. 3, pp. 114-119 (in Russian).
5. Varentsov A.V., Dmitriev S.M., Dobrov A.A., Doronkov D.V., Samoilov O. B., Sorokin V.D., Khrobostov A.E. *Raschetno-eksperimentalnyie issledovaniya lokalnoy gidrodinamikii massoobmena potoka teplonositelya v TVS-Kvadrat reaktorov PWR s peremeshivayuschimi reshetkami* [Combined numerical and experimental investigations of local hydrodynamics and coolant flow mass transfer in Kvadrat type fuel assemblies of PWR reactors with mixing grids]. *Teploenergetika*. 2014. no. 8, pp. 20-27 (in Russian).
6. Dmitriev S.M., Borodin S.S., Legchanov M.A., Solntsev D.N., Sorokin V.D., Khrobostov A.E. *Osobennosti lokalnoy gidrodinamiki i massoobmena teplonositelya v TVS reaktorov VVER i PWR s peremeshivayuschimi reshetkami* [Features of local hydrodynamics and mass exchange of the heat-carrier in fuel rod assemblies of VVER and PWR with mixing grids]. *Teplovyye processy v tehnike*. 2013, v.5 (iss. 3), pp. 98-107 (in Russian).
7. Borodin S.S., Dmitriev S.M., Legchanov M.A., Solntsev D.N., Sorokin V.D., Khrobostov A.E. *Eksperimentalnyie issledovaniya gidrodinamicheskikh i massoobmennyih harakteristik potoka teplonositelya v TVSA VVER* [Experimental studies of hydrodynamic and mass-transfer properties of coolant flow in VVER fuel assemblies TVSA]. *Atomnaya energiya*. 2012, v. 113 (iss. 5), pp. 252-257 (in Russian).
8. Dmitriev S.M., Varentsov A.V., Doronkov D.V., Dobrov A.A., Legchanov M.A., Khrobostov A.E. *Issledovaniya lokalnoy gidrodinamiki i massoobmena potoka teplonositelya v raione napravlyuchich kanalov teplovyyeliauchich sborok reactorov PWR* [Researches of local hydrodynamics and mass-transfer flow of coolant in guide channels area PWR FA-KVADRAT]. *Promyshlennaya energetika*. 2013, no. 12, pp. 45-50 (in Russian).

**Authors**

Dmitriev Sergej Mihajlovich, Rector, Professor, Dr.Sci. (Engineering)  
E-mail: dmitriev@nntu.nnov.ru

Borodin Sergej Sergeevich, Deputy Director, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering).

Varentsov Andrey Vladislavovich, PhD student  
E-mail: varentsov.andrey@gmail.com

Legchanov Maksim Aleksandrovich, Deputy director, Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: legchanov@mail.ru

Sorokin Vladislav Dmitrievich, Assistant  
E-mail: vlad.sorokin1987@mail.ru

Khrobostov Aleksandr Evgen'evich, Director, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: khrobostov@nntu.nnov.ru

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА ИМИТАТОРА РАБОЧЕГО КАНАЛА ГИДРОДИНАМИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА

**Е.Ф. Авдеев\*, И.А. Чусов\*, Ю.Д. Левченко\*\*, Ю.С. Юрьев\*\***

\* Обнинский институт атомной энергетики (ИАТЭ НИЯУ МИФИ).

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1

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

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Описана методика экспериментального обоснования гидродинамических характеристик имитаторов рабочих каналов модели реакторной установки с двухпетлевой компоновкой. Из опыта создания моделей реакторных установок различного типа известно, что практически невозможно подобрать канал-имитатор простой геометрии, для которого зависимость гидравлических потерь была бы одинаковой с соответствующей зависимостью для натурного рабочего технологического канала с тепловыделяющими сборками. Поэтому речь может идти лишь о приближенном моделировании гидравлических потерь в рабочих технологических каналах с тепловыделяющими сборками и каналами-имитаторами в ограниченном диапазоне чисел Рейнольдса и включении всех режимов течения теплоносителя в корпусе реактора, предсказанных проектными расчетами.

При выборе окончательной геометрии каналов-имитаторов исходили из нескольких положений приближенного моделирования проточной части натурного рабочего технологического канала каналом упрощенной геометрии: 1) из физических и предварительных теплофизических расчетных исследований известен диапазон изменения расходов теплоносителя в рабочем технологическом канале с тепловыделяющей сборкой в номинальном режиме реактора; 2) равенство чисел Эйлера при номинальном режиме течения теплоносителя в реакторе и при течении в каналах-имитаторах. Эксперименты были проведены с тремя типами имитаторов; затем был выбран наиболее подходящий. Окончательно выбранная конструкция канала-имитатора включала в себя трубу высокого качества изготовления, две диафрагмы и спрофилированное сопло по методу Витошинского.

**Ключевые слова:** реакторная установка, гидравлическое сопротивление, рабочий технологический канал, канал-имитатор, теплогидравлическая модель реактора, активная зона, тепловыделяющая сборка, масштаб моделирования, геометрическое искажение модели, число Эйлера, число Рейнольдса.

## ВВЕДЕНИЕ

Созданию новой реакторной установки, как правило, предшествуют экспериментальные исследования на модельных установках. Геометрические характеристики и параметры проливок модели находятся из условия выполнения соответствующих критериев

© Е.Ф. Авдеев, И.А. Чусов, Ю.Д. Левченко, Ю.С. Юрьев, 2015

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

подобия модели и натуры. Только в этом случае результаты экспериментов на модели могут быть перенесены или пересчитаны на натурную установку.

При выбранном масштабе модельной установки выполнение даже двух критериев подобия может приводить к противоречивым требованиям на параметры проливок модели. Поэтому из многих критериев подобия за определяющие принимаются критерии, соответствующие основным силам (или процессам) натурной установки.

Соблюдение точного геометрического подобия часто приводит к невозможности реализации в лабораторных условиях параметров проливок модели. Возникает необходимость разработки модели с геометрическим искажением по сравнению с натурой геометрией.

В работе авторы столкнулись с подобным обстоятельством. Моделируемая реакторная установка (РУ) характеризуется сравнительно малым подогревом теплоносителя в объеме активной зоны и невысоким рабочим давлением ( $\approx 0,3$  МПа). Установка в каналы-имитаторы (КИ) натурных рабочих технологических каналов (РТК) геометрически подобных имитаторов твэлов при соблюдении критерия Рейнольдса приводит к очень большим потерям давления в КИ и, соответственно, к необходимости использования насосов с нереализуемо высоким напором.

В соответствии с основными целями экспериментального исследования на гидромодели реактора (установлении неравномерности расходов РТК) приведенный коэффициент сопротивления КИ должен быть равным приведенному коэффициенту сопротивления РТК реактора (соблюдение критерия Эйлера).

Первоначально был изготовлен натурный РТК реактора с ТВС, проведены его проливки и установлена зависимость полного коэффициента сопротивления от числа Рейнольдса. Достижение этого коэффициента сопротивления в КИ выполнено с использованием эффекта взаимного влияния местных сопротивлений [1]. Эффект состоит в отличии реального суммарного коэффициента сопротивления от суммы их табличных значений с учетом расстояния (расположения) между местными сопротивлениями.

В качестве местных сопротивлений в КИ использованы две идентичные шайбы с коэффициентом сопротивления, равным примерно половине коэффициента сопротивления натурного РТК; в зависимости от расстояния между шайбами экспериментально определялся суммарный коэффициент сопротивления для чисел Рейнольдса, соответствующих натуральному РТК. В суммарный коэффициент сопротивления входят, кроме сопротивления шайб, сопротивление установленного в КИ соплового устройства и сопротивления трения.

Найденное расстояние между шайбами было выдержано при изготовлении всех КИ РТК реактора. Для проверки идентичности сопротивления изготовленных КИ проведены их контрольные проливки.

По числу Рейнольдса моделирование выполнено приближенно, однако это не повлияло на точное выполнение в КИ гидромодели критерия Эйлера, так как проливки натурного РТК с ТВС показали, что начиная с некоторых значений чисел Рейнольдса приведенный коэффициент сопротивления практически не изменяется. Последнее обстоятельство явилось основанием для проливки КИ при меньших, по сравнению с натуральными, числах Рейнольдса.

Для обоснования геометрии экспериментальной модели кроме установления полного гидравлического сопротивления натурного РТК реактора экспериментально определялись гидравлические потери на отдельных участках его проточной части и проводились гидравлические испытания прототипов КИ.

Обосновывающие экспериментальные работы выполнялись на теплогидравлических стендах кафедры теплофизики ИАТЭ НИЯУ МИФИ «Циркуляционная петля» (ЦП) и «Параллельные каналы» (ПК) и завершились созданием теплогидравлического стенда с

моделью реактора МИР и его гидравлическими испытаниями. Детальное описание стен-дов и основные характеристики приведены в работах [2 – 4].

## УСЛОВИЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ И ВЫБОР МАСШТАБА ГИДРОМОДЕЛИ

Для реактора с принудительной циркуляцией теплоносителя основными определяющими критериями подобия являются числа Рейнольдса  $Re_h$  и Эйлера  $Eu_h$ . Здесь и далее индексы « $h$ » и « $m$ » относятся к натурной и модельной установкам соответственно.

Основными условиями моделирования являются

- геометрическое подобие элементов проточных частей ГДМ и реактора, за исключением КИ модели и РТК с ТВС реактора;
- равенство коэффициентов гидравлических потерь в элементах внутрикорпусного контура модели и в проточной части всей ГДМ соответствующим коэффициентам гидравлических потерь в элементах внутрикорпусного контура и в проточной части всего реактора:

$$\zeta_h = \zeta_m \quad (Eu_h = 2\zeta_h = Eu_m = 2\zeta_m);$$

- идентичность начальных и граничных условий, выражающаяся в геометрическом пространственном подобии подводящих и отводящих труб (расположение колен);
- замена неполного геометрического подобия РТК с ТВС и КИ равенством коэффициентов их гидравлических потерь на длинах проточных частей;
- линейный определяющий размер ГДМ – диаметр входного патрубка  $D_m$ ;
- линейный определяющий размер РТК с ТВС – гидравлический диаметр РТК  $D_h$ .

Исходные данные для моделирования:

- расход воды через реактор  $Q_h = 0,460 \text{ м}^3/\text{с}$  ( $G_h = 464,54 \text{ кг}/\text{с}$ );
- число  $Re_h = 92860$ , рассчитанное по диаметру напорного патрубка  $D_{400} = 400 \cdot 10^{-3} \text{ м}$ ;
- температура входа  $T_{вх} = 50^\circ\text{C}$ ;
- температура выхода  $T_{вых} = 70^\circ\text{C}$ ;
- рабочее давление (избыточное)  $P = 0,235 \text{ МПа}$ ;
- масса корпуса реактора с теплоносителем  $\approx 30 \text{ т}$ ;
- диаметр РТК  $D_h = 80 \cdot 10^{-3} \text{ м}$ ;
- масса ГДМ с водой не более 800 кг (условие возможности размещения ГДМ в ИАТЭ).

Выбор масштаба ГДМ является, пожалуй, одной из наиболее сложных задач моделирования. Расчет масштабного коэффициента моделирования проводился следующим образом. Потери давления  $\Delta P_h$  в проточной части внутрикорпусного устройства РУ рассчитывались как

$$\Delta P_h = \zeta_h \cdot (\rho_h \cdot V_h^2)/2, \quad (1)$$

где  $\rho_h$  – плотность [ $\text{кг}/\text{м}^3$ ];  $V_h$  – средняя скорость [ $\text{м}/\text{с}$ ];  $\Delta P$  – перепад давления [ $\text{Па}$ ];  $\zeta_h$  – коэффициент местного сопротивления. Оценка потерь давления в проточной части внутрикорпусного устройства ГДМ выполнялась аналогично:

$$\Delta P_m = \zeta_m \cdot (\rho_m \cdot V_m^2)/2. \quad (2)$$

Соотношение мощностей насосов на прокачку жидкости в РУ и ГДМ равно

$$N_h / N_m = (\rho_h \cdot V_h^3 \cdot D_h^2) / (\rho_m \cdot V_m^3 \cdot D_m^2). \quad (3)$$

Если при проведении опытов обеспечить  $\rho_h = \rho_m$  и  $V_h = V_m$ , то

$$N_h / N_m = D_h^2 / D_m^2 = M^2, \quad (4)$$

где  $M$  – масштаб геометрического подобия.

Из отношения выражений (1) и (2) с учетом равенства плотностей и скоростей получаем

$$\Delta P_h / \Delta P_m = (\rho_h \cdot V_h^2) / (\rho_m \cdot V_m^2) = 1, \quad (5)$$

откуда видно, что равенство перепадов давления в контурах модели и натурного реактора реализуется при любом геометрическом масштабе ГДМ.

Отношение объемных расходов воды через каждую из циркуляционных петель в номинальном режиме работы реактора и ГДМ равно

$$Q_h / Q_m = (V_h \cdot D_h^2) / (V_m \cdot D_m^2) = M^2. \quad (6)$$

Далее принимается, что контур водяного стенда будет состоять из трубопроводов с внутренним диаметром 100 мм ( $F_m = 7,85 \cdot 10^{-3} \text{ м}^2$ ), так как скорости воды в трубопроводах нецелесообразно иметь большими, чем 2 м/с, чтобы не предпринимать специальные меры по предотвращению вибрации трубопроводов. Расход через одну петлю ГДМ будет составлять

$$Q_m = F_m \cdot V_m = 2,0 \cdot 7,85 \cdot 10^{-3} = 0,0157 \text{ м}^3/\text{с} = 56,5 \text{ м}^3/\text{ч}.$$

Из (6) определим приближенное значение геометрического масштаба ГДМ:

$$M = (Q_h / Q_m)^{1/2} = (0,2298 / 0,0157)^{1/2} = 3,83. \quad (7)$$

На основании (7) принято, что подходящим геометрическим ГДМ будет  $M = 1:4$ . При таком масштабе внутренний диаметр КИ равняется  $D_m = 20 \text{ мм}$ . Число Рейнольдса для потока воды в КИ равно  $Re_m = 23215$ , что удовлетворяет условиям моделирования. Далее принимаем, что  $Re_m = 23215 \approx 23200$ .

## РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ КИ ГДМ

Из опыта создания моделей РУ различного типа [5] известно, что практически невозможно подобрать КИ простой геометрии, для которого зависимость гидравлических потерь от средней скорости потока была бы одинаковой с соответствующей зависимостью для натурного РТК с ТВС. Под средней скоростью потока в данном случае понимается средняя по площади скорость течения жидкости в геометрически подобных сечениях КИ и РТК. Поэтому речь может идти лишь о приближенном моделировании гидравлических потерь в РТК с ТВС и КИ в ограниченном диапазоне чисел Рейнольдса с учетом всех режимов течения теплоносителя в корпусе реактора.

Не вызывало сомнений, что основой КИ должна быть труба высокого качества изготавления. Внутри трубы необходимо было разместить дросселирующее устройство с величиной гидравлических потерь, соответствующей потерям в РТК с ТВС. Наиболее простой конструкцией дросселирующего устройства является шайба с расчетным и проверенным в опытах диаметром центрального отверстия. Внутри трубы необходимо установить сужающее устройство для локального увеличения скоростного напора для повышения точности измерения расхода в отдельных КИ ГДМ. Устройство должно удовлетворять двум условиям: иметь малое гидравлическое сопротивление потоку воды и формировать равномерное поле скорости на выходе из устройства. Этим требованиям отвечало сопло, профилирование которого выполнено по Витошинскому [6].

При выборе окончательной геометрии КИ исходили из нескольких положений приближенного моделирования проточной части натурного РТК каналом упрощенной геометрии: 1) из физических и предварительных теплофизических расчетных исследований известен диапазон изменения расходов теплоносителя в РТК с ТВС; 2) гидравлические потери по длине РТК с ТВС при прокачке теплоносителя в номинальном режиме реактора известны; 3) определяющими линейными размерами КИ и РТК являются внутренние диаметры труб КИ ( $D_m = 0,02 \text{ м}$ ) и РТК ( $D_h = 0,08 \text{ м}$ ); 4) равенство чисел Эйлера  $Eu_h = 2\zeta_h = Eu_m$  при номинальном режиме течения теплоносителя в реакторе числу  $Re_h$ , и при течении воды в КИ ГДМ числу  $Re_m$ .

Дополнительными условиями для КИ являются простота устройства для обеспечения технологичности при массовом производстве (КИ в ГДМ 151 шт); конструкция КИ должна обеспечивать возможность профилирования расходов без установки в него дополнительных элементов.

Результаты исследования гидравлического сопротивления проточной части РТК с ТВС представлены на рис. 1 в виде графической зависимости  $\zeta_h = f(Re_h)$  [7]. В соответствии с исходными данными номинальный режим реактора соответствовал  $Re_h = 92860$ , при котором  $\zeta_h \approx 142,7$ . При создании ГДМ учитывалось, что наибольшая точность исследований обеспечивается при равенстве скоростей и температуры в ГДМ и натурном реакторе. Тогда коэффициент гидравлического сопротивления всей проточной части корпуса реактора будет постоянным в сравнительно широком диапазоне чисел Рейнольдса, включающем в себя его значение при номинальном режиме работы реактора.

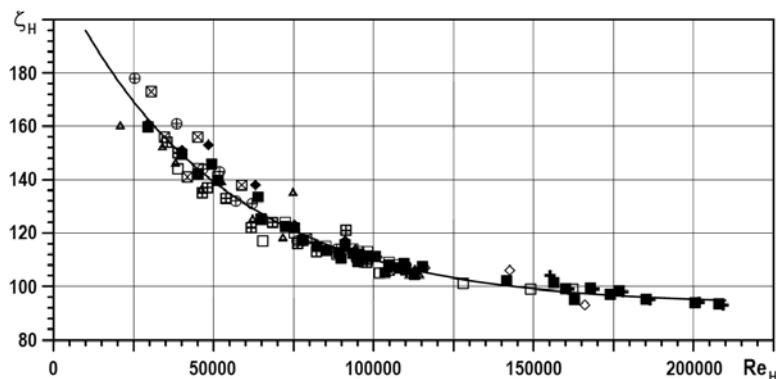


Рис. 1. Зависимость коэффициента сопротивления натурной ТВС от числа Рейнольдса, полученная при массовых измерениях с 16.12.2003 по 06.04.2004 в диапазоне от 20 до 60 °C:  $\zeta_h = 92.77 + 125.89 \cdot \exp(-Re_h / 50138.89)$  [7]

Проектные расчеты по гидравлическим кодам показали, что в РУ на всех возможных режимах работы реактора расходы, как и числа Рейнольдса, по всем РТК с ТВС могут отличаться от среднего по активной зоне на  $\pm 30\%$ .

Таким образом, рассматриваемый диапазон чисел Рейнольдса для РТК с ТВС должен составлять  $Re_h = 63700 - 120000$ , а для КИ  $Re_m = 15900 - 29700$ . В этом диапазоне коэффициент гидравлического сопротивления модели РТК с ТВС изменяется в диапазоне  $\zeta \approx 104,3 - 128,1$  (см. рис. 1). Следовательно, необходимо обеспечить, чтобы для КИ в указанном диапазоне  $Re_h$  выполнялось условие

$$\zeta_m (15900 \leq Re_m \leq 29700) = \zeta_h (63700 \leq Re_h \leq 120000).$$

Изначально конструкция КИ была неизвестна. Поэтому при обосновании КИ были рассмотрены трех прототипа, основные характеристики которых приведены в табл. 1. Первый прототип (КИ-1) – ТВК с установленной внутри одной утолщенной шайбой длиной  $L_w = 26,0$  мм с центральным отверстием различных диаметров:  $\varnothing 8,2 - 10,0$  мм (в табл. 2 приведены только два варианта шайбы).

Таблица 1

Тип КИ	Диаметр канала, мм	Число шайб	Диаметр отверстия шайбы, мм	Сужающее устройство	Длина шайбы, мм	Тип кромки
КИ-1	25,0×2,5	1	8,2 – 10,0	Нет	26,0	Острая
КИ-2	25,0×2,5 24,0×2,0	2	6,9 – 10,2	Нет	2,5 – 10,0	Острая
КИ-3	25,0×2,5	2	6,9 – 7,8	Есть	2,0 – 10,0	Острая

Таблица 2

Одиночная шайба				
№	d, мм	L <sub>w</sub> , мм	Материал	Ø канала
1	9,0	26,0	Латунь	25×2,5
2	9,2	26,0	Латунь	25×2,5

В качестве второго прототипа КИ (КИ-2) рассматривались различные варианты с расположением двух шайб толщиной 2,5 – 10,0 мм и диаметром центрального отверстия 6,9 – 10,2 мм (табл. 3). Кроме того испытывались шайбы с эксцентрикситетом (табл. 3).

Таблица 3

Две шайбы					
№	d, мм	L <sub>w</sub> , мм	Материал	Ø канала	S, мм
1	6,9	8,0	Латунь	25×2,5	40
2	7,0	8,0	Латунь	25×2,5	20, 40, 50
3	7,0	10,0	Латунь	25×2,5	40
4	7,2	8,0	Латунь	25×2,5	80, 100
5	7,5	8,0	Латунь	25×2,5	35, 40, 60, 80, 110
6	7,8	8,0	Латунь	25×2,5	0, 30, 35, 60, 75, 80
7	8,2	4,2	Латунь	24×2,0	40
8	8,25	4,2	Нерж. сталь	24×2,0	40
9	8,5	4,0	Нерж. сталь	25×2,5	40
10	8,95	4,2	Нерж. сталь	24×2,0	40
11	8,9	4,0	Нерж. сталь	25×2,5	40
12	9,0	4,2	Нерж. сталь	24×2,0	40
13	9,5	2,5	Алюминий	25×2,5	40
14	9,5	2,0	Нерж. сталь	25×2,5	40
15	10,0	4,0	Нерж. сталь	25×2,5	35
16	10,0	4,2	Нерж. сталь	24×2,0	40
17	10,0	8,0	Нерж. сталь	25×2,5	40, 60, 80
18	10,1	6,0	Латунь	25×2,5	40
19	10,2	4,2	Нерж. сталь	24×2,0	40
Две шайбы + сопло					
№	d, мм	L <sub>w</sub> , мм	Материал	Ø канала	S, мм
1	7,0	10,0	Латунь	25×2,5	20, 30, 40, 50, 60
2	7,2	8,0	Латунь	25×2,5	40, 60, 80
3	7,5	8,0	Латунь	25×2,5	35, 40, 60, 80, 100
4	7,8	8,0	Латунь	25×2,5	30, 35, 40, 60, 80
Две шайбы с эксцентрикситетом					
№	d, мм	L <sub>w</sub> , мм	Материал	Ø канала	S, мм
1	7,0	8,0	Нерж. сталь	25×2,5	40
3	7,0	8,0	Нерж. сталь	25×2,5	40
					Угол, °

Имитатор рабочего канала третьего типа (КИ-3) включал в себя следующие элементы: ТВК, соответствовавшая РТК в масштабе  $M = 1:4$ ; две последовательно установленные шайбы с диаметром центрального отверстия 6,9, 7,0, 7,2, 7,5, 7,8 мм и профилированное сопло длиной  $L_p$  (см. табл. 3). Общий вид КИ-3 показан на рис. 26.

Общий вид рабочего участка стенда «ПК» с включенным в его состав КИ-1 показан на рис. 2а.

Для прототипов второго типа расстояние между шайбами S варьировалось в диапазоне 0 – 110 мм («в свету»).

При проведении расчетов оказалось, что конструкция КИ-1 в виде комбинации ТВК и одиночной шайбы не позволяет создать приемлемую с точки зрения технологической

реализации и методики измерений модель РТК с ТВС. В связи с этим расчетного обоснования конструкции КИ-1 не проводилось.

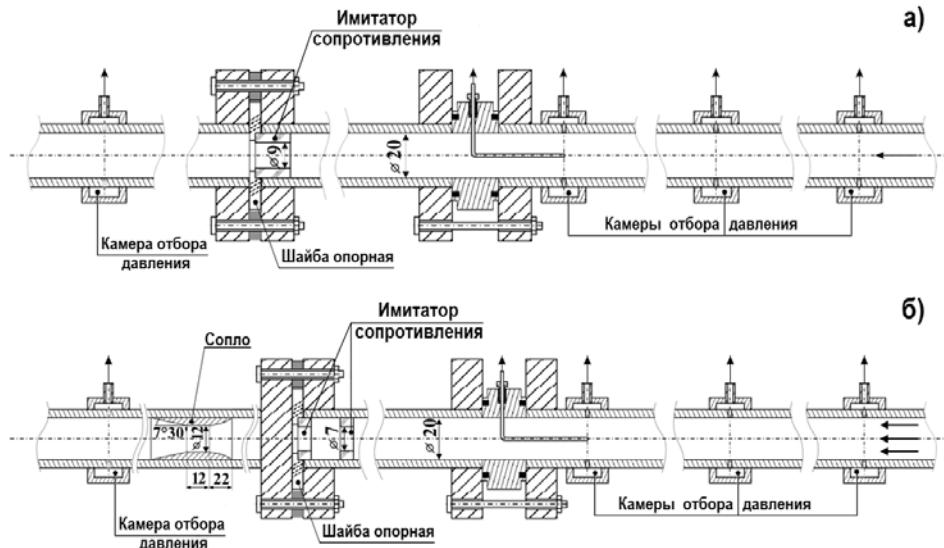


Рис. 2. Схема включения в стенд имитаторов КИ-1 (а) и КИ-3 (б) при проведении проливки

Расчетное обоснование КИ-2 и КИ-3 аналогично, с той разницей, что в случае КИ-3 в рассмотрение принимались геометрические характеристики и сопротивление сопла, т.е. исследовалась система в виде ТВК, двух шайб толщиной  $L_w = 8$  мм каждая и сопла протяженностью  $L_n = 34$  мм. Расчетное обоснование заключалось в следующем.

Расчет коэффициента сопротивления трения для круглого канала проводился по формуле Блазиуса и оказался равным  $\lambda_0 = 0,0257$  (расчет проводился по среднему значению  $Re = 23200$ ). Приведенный коэффициент гидравлического сопротивления КИ оценивался по формуле

$$\zeta_f = \lambda_0(L_{\text{КИ}} - 2 \cdot L_w - L_n) / D_{\text{КИ}},$$

и был равен  $z_f = 1,26$ . Коэффициент гидравлического сопротивления двух шайб  $2 \cdot \zeta_w$  равен установленному в опытах значению коэффициента гидравлического сопротивления РТК с ТВС  $\zeta_h$  за вычетом коэффициента сопротивления сопла  $\zeta_n$  и приведенного коэффициента сопротивления  $\zeta_f$ :

$$2 \cdot \zeta_w = \zeta_h - \zeta_n - \zeta_f = 142,7 - 1,26 - 1,7 = 139,74 = 2 \cdot 69,87.$$

Полагалось, что приведенный расчет в соответствии с [1] дает погрешность  $\pm 15\%$ . В этом случае шайбу необходимо было подбирать исходя из значений коэффициентов гидравлического сопротивления  $69,87 \cdot 0,85 = 59,39 - 80,35 = 69,87 \cdot 1,15$ . Таким образом, диапазон изменения коэффициента гидравлического сопротивления КИ с двумя шайбами составит  $\zeta_{\text{КИ}} \approx 120 - 161$ .

Для расчета диаметра внутреннего отверстия шайбы использовались справочные данные [1]. Была рассмотрена диафрагма с утолщенными краями; сечения трубы до  $F_1$  и после  $F_2$  шайбы – одинаковые:  $F_1 = F_2 = 3,14 \cdot 10^{-4} \text{ м}^2$ . Коэффициент гидравлического сопротивления шайбы рассчитывался по формуле

$$\zeta_w = (\zeta_{0w} + \lambda_0 \cdot L_w / D_w) \cdot (F_{\text{КИ}} / F_{0w})^2,$$

где  $F_{\text{КИ}}$  – площадь поперечного сечения КИ;  $\zeta_{0w}$  – коэффициент гидравлического сопротивления шайбы без учета трения по ее длине;  $D_w$  – диаметр отверстия в диафрагме;  $F_{0w}$  – площадь сечения с диаметром  $D_w$ . Величиной гидравлических потерь на тре-

ние внутри шайбы пренебрегали из-за малости. Для упрощения расчетов табличные данные  $z_{0w} = f(F_{0w}/F_1)$  справочника [1] аппроксимировались расчетной зависимостью

$$\zeta_{0w} = f(D_w) = 2351 - 688,8 D_w + 69,2 D_w^2 - 2,35 D_w^3,$$

из которой следовало, что при  $D_w = 7,9$  мм  $\zeta_{0w} = 63,4$ ; при  $D_w = 7,7$  мм  $\zeta_{0w} = 71,3$ ; при  $D_w = 7,5$  мм  $\zeta_{0w} = 80,5$ . Таким образом, оптимальный диаметр отверстия шайбы находится в диапазоне  $D_w = 7,5 - 7,8$  мм. В справочнике [1] приведена аналитическая формула для расчета коэффициента гидравлического сопротивления одиночной шайбы

$$\zeta_{0w} = (1 - F_{0w}/F_1)/2 + (1 - F_{0w}/F_1)^2 + \tau \cdot (1 - F_{0w}/F_1)^{3/2},$$

в которой коэффициентом  $\tau$  учитывается толщина шайбы. Расчет коэффициентов гидравлического сопротивления одиночной шайбы по этой формуле для двух диаметров отверстий  $D_w = 7,5$  и  $7,8$  мм дал значения  $\zeta_{0w} = 67,8$  и  $57,2$  соответственно.

Результаты расчета по аналитической формуле показали, что при использовании двух шайб с центральным отверстием 7,5 мм максимальный коэффициент гидравлического сопротивления КИ составит  $\zeta_{ки} = 2 \cdot 67,8 + 1,3 + 1,7 = 138,6$ . Это значение несколько ниже (примерно на 3%) полученного в опытах с РТК с ТВС. Следовательно, этот размер шайб пригоден (в пределах погрешности опытов) для использования в КИ.

Выбор расстояния между шайбами проводился итерационно, последовательным изменением расстояния между шайбами. В результате итераций необходимо было найти расстояние между шайбами, при котором коэффициент гидравлического сопротивления КИ имел значение  $\zeta_{ки} \approx 142,7$ .

Экспериментальный метод итераций состоял в том, что каждое последующее расстояние между шайбами вычислялось по формуле

$$S^{i+1} = S^i [69,9 / (\zeta_{ки} R^i - 72,8)]^2.$$

В первом приближении расстояние между шайбами задавалось различным, однако было не меньше  $S^1 = 20$  мм («в свету»). Расчетами получено, что оптимальное расстояние между шайбами  $\varnothing 7,5$  мм равно 35,0 мм, а между шайбами  $\varnothing 7,8$  мм – 80,0 мм.

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ КИ

Опыты по установлению коэффициента сопротивления КИ для моделирования сопротивления РТК с ТВС были проведены на экспериментальном стенде «Параллельные каналы» кафедры теплофизики ИАТЭ НИЯУ МИФИ, детально описанном в [2].

Так как из оценочных расчетов нельзя было сделать окончательного вывода о размере центрального отверстия шайб и расстояния между ними, то опыты были проведены с несколькими вариантами КИ в которых использовались шайбы с диаметром отверстия 7,0, 7,2, 7,5, 7,8 мм, с изменением расстояния между шайбами.

Схема включения КИ-2 и КИ-3 в конструкцию стенда приведена на рис. 26. Входная часть сопла КИ-3 была спрофилирована по формуле Витошинского [6]

$$r = R_0 / (1 - (1 - (R_0/R_1)^2) \cdot (1 - 3(x/a)^2) / (1 + (x/a)^2))^{1/2},$$

где  $r$ ,  $R_0$ ,  $R_1$  – текущий, выходной (в рабочей части) и входной радиусы конфузора;  $x$  – продольная координата вдоль оси конфузора. Величина  $a$ , имеющая линейный размер, выражается через длину конфузора  $L$  и принята равной

$$a = \sqrt{3}L.$$

Длина  $L$  выбрана равной  $4R_0$ . При  $x = 0$ ,  $r = R_1$ ; при  $x = L$ ,  $r = R_0$ . В нашем случае  $R_1 = 10 \cdot 10^{-3}$  м,  $R_0 = 6 \cdot 10^{-3}$  м. Цилиндрическая часть сопла имела длину 8,0 мм. Для предотвращения отрыва потока от стенки выходная часть сужающего устройства имела коническую форму с углом при вершине 15 градусов. На рисунке 3 приведены результа-

ты экспериментального установления гидравлической гладкости канала, а на рис. 4 – результаты проливок КИ-1. В ходе проведения опытов с КИ-1 выяснилось, что его конструкция не удовлетворяет положениям приближенного моделирования и была исключена из рассмотрения.

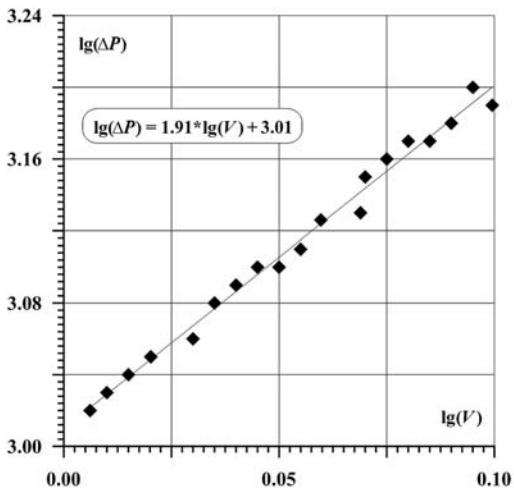


Рис. 3. График экспериментальной зависимости  $\lg(\Delta P) = f(\lg(V_{cp}))$

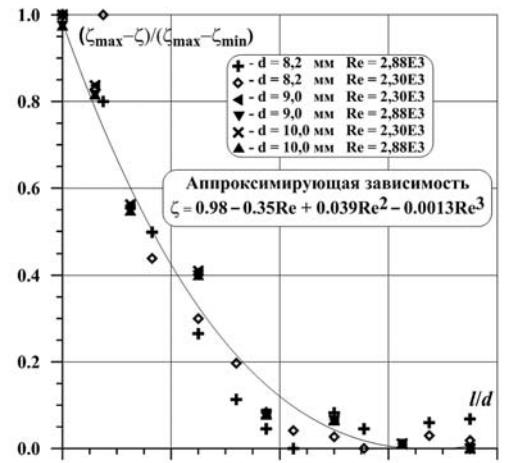


Рис. 4. Зависимость коэффициента сопротивления КИ-1 от числа Рейнольдса и профиль сопла

На рисунке 5 приведены результаты проливок КИ-2 (две диафрагмы без соплового устройства), а на рис. 6 – обработка результатов проливок КИ-3 (с шайбами и соплом).

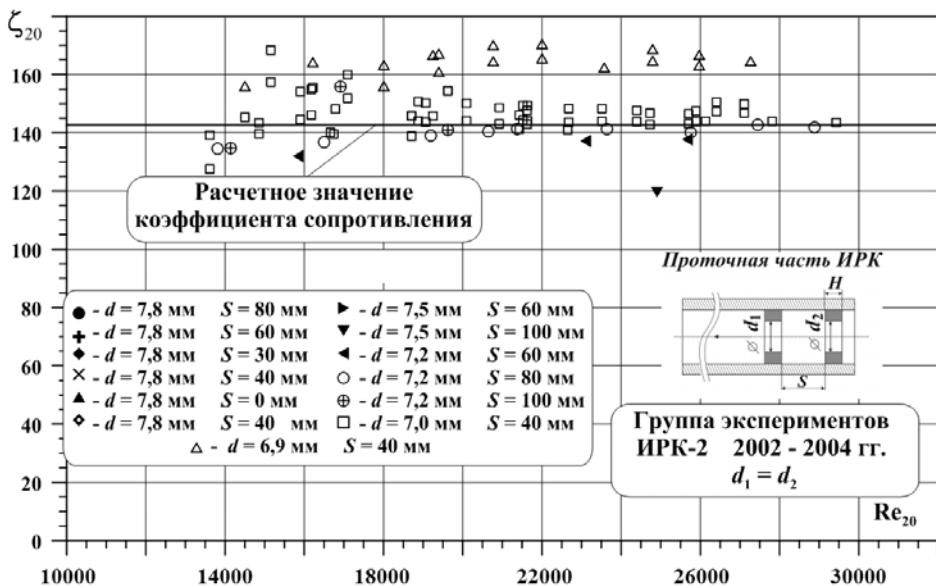


Рис. 5. Зависимость коэффициента сопротивления КИ-2 от числа Рейнольдса

На основании анализа проливок КИ-2 и КИ-3 диаметр отверстия шайб был принят  $D_w = 7,8$  мм и расстояние между шайбами 40 мм; этой геометрии соответствует коэффициент сопротивления  $\zeta_{KI} = 142$ . В качестве основной была принята конструкция КИ-3. Все КИ (151 шт) гидромодели реактора изготовлены с установлением двух шайб найденной геометрии и расстояния между ними.

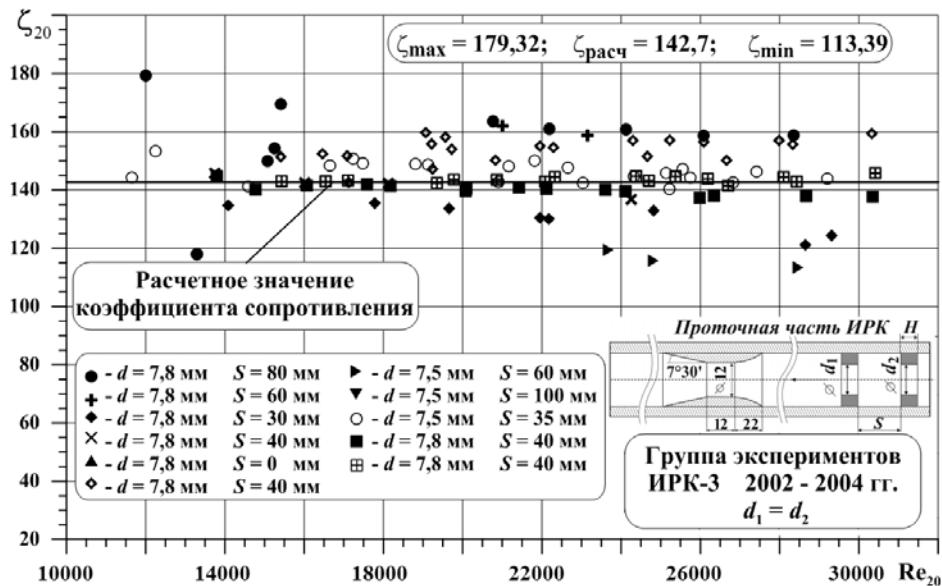


Рис. 6. Зависимость коэффициента сопротивления КИ-3 от числа Рейнольдса

## ВЫВОДЫ

Экспериментальным путем обоснован выбор геометрии КИ гидромодели реактора с коэффициентом сопротивления, равным коэффициенту сопротивления рабочего канала с ТВС натурного реактора.

Обоснованная конструкция КИ позволила просто и удобно измерять в них расходы «рамочным» зондом, разработанным на кафедре «Теплофизика» ИАТЭ НИЯУ МИФИ, вводом его в центральную часть соплового устройства [8].

Разработанная методика позволяет достигать необходимые значения коэффициентов сопротивления в КИ ТВС при создании гидромоделей активных зон реакторов с другими ТВС.

Авторы выражают признательность инженерному персоналу кафедры «Теплофизика» ИАТЭ НИЯУ МИФИ за помощь в проведении экспериментальных работ.

## Литература

1. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. –М.: Машиностроение. 1975. 559 с.
2. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Устюжанин А.Я., Максимовский В.В. и др. Гидравлический стенд для испытаний моделей ядерных реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. -№4. - 2004. -Стр. 70 – 83.
3. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Левченко В.А. и др. Экспериментальное исследование гидравлического сопротивления модели корпусного реактора. // Известия вузов. Ядерная энергетика. - №4. -2005. -Стр. 77 – 85.
4. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Белозеров В.И. Экспериментальное определение гидравлических характеристик стенда «Циркуляционная петля». / VI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров». Тезисы докл. 4-8 октября 1999 г. Обнинск. -1999. - С.43.
5. Фомичев М.С. Экспериментальная гидродинамика ЯЭУ. М.: Энергоатомиздат. – 1989. – 246 с.
6. Абрамович Г.Н. Турбулентное смешение газовых струй. М.: Наука. – 1974. – 272 с.
7. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Левченко В.А. Экспериментальное исследование гидравлических характеристик модифицированной ТВС реактора РБМК-1000. // Известия вузов. Ядерная энергетика. -№3. -2005. -Стр. 69 – 80.
8. Абрамович Г.Н. Прикладная газовая динамика, т.1. –М.: Наука, 1987. –537 с.

Поступила в редакцию 19.03.2015 г.

**Авторы**

Авдеев Евгений Федорович, доцент, канд. техн. наук

E-mail: e.avdeev@iate.obninsk.ru

Чусов Игорь Александрович, доктор техн. наук

E-mail: igrch@mail.ru

Левченко Юрий Данилович, главный научный сотрудник, доктор техн. наук

E-mail: levchenko@ippe.ru

Юрьев Юрий Сергеевич, главный научный сотрудник, доктор техн. наук

UDC 621.039.526.034+621.039.546.8:536.24

## **EXPERIMENTAL JUSTIFICATION OF CHOICE OPERATING CHANNEL IMITATOR FOR HYDRODYNAMIC REACTOR MODEL**

Avdeev E.F.\*, Chusov I.A.\*, Levchenko Yu. D.\*\*, Yur'ev Yu. S\*\*.

\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI».

1, Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

\*\* JSC «State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Lejpunskij». 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### **ABSTRACT**

The paper describes the methodology of experimental study for hydrodynamic characteristics of imitators channel model with two-loop reactor facility. From the experience of manufacturing of various reactor types model known that almost impossible to find a channel imitator with simple geometry, for which the dependence of the hydraulic losses would be equal to the corresponding dependence for a full-scale working process channel with fuel assemblies. Therefore, we can talk only about approximate simulation of hydraulic losses in operating channels with fuel assemblies and channels imitators in a limited range of Reynolds numbers and include all reflood flow regimes of coolant flow in the reactor predicted in design calculations.

During selection the final geometry of imitators channels authors proceed from few assumptions of approximate simulation for full scale flow path of operating channel by the channel of simplified geometry: 1) From preliminary physical and thermal computational studies known range of the coolant flow in the operating channel with fuel assembly at nominal condition of the reactor power; 2) Equality of Euler number at nominal condition of reflood flow regimes of reactor core and flow in a channel imitators. Experiments have been conducted with three types of imitators then was chosen the most suitable. The final design of imitator channel is included high quality manufactured tube, two diaphragms and nozzle profiled by using Vitoshinsky method.

**Key words:** reactor facility, pressure drop, operation technological channel, imitator channel, thermohydraulic reactor core model, reactor core, reacto fuel assembly, modeling scale, geometrical distortion of model, Euler number, Reynolds number.

### **REFERENCES**

1. Idel'chik I.E. Spravochnik po gidravlicheskim soprotivleniyam. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1975, 559 p. (in Russian).
2. Avdeev E.F., Chusov I.A., Ustyuzhanin A.Ya., Maksimovskiy V.V., Lazikyan D.S., Levchenko V.A., Borodastov S.V., Leonov I.N., Belugin V.A., Levchenko Yu.D., Yur'ev Yu.S. Gidravlicheskiy

- stend dlya ispytaniy modeley yadernyh reaktorov. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2004, no. 4, pp. 70 – 83 (in Russian).
3. Avdeev E.F., Chusov I.A., Levchenko V.A., Levchenko Yu.D., Yur'ev Yu.S. Eksperimental'noe issledovanie gidravlicheskogo soprotivleniya modeli korpusnogo reaktora. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2005, no. 4, pp. 77 – 85 (in Russian).
4. Avdeev E.F., Chusov I.A., Belozerov V.I. Eksperimental'noe opredelenie gidravlicheskih harakteristik stenda «Tsirkulyatsionnaya petlya». VI mezhdunarodnaya konferentsiya Bezopasnost' AES i podgotovka kadrov Tezisy dokladov 4-8 oktyabrya 1999g. Obninsk., - 1999. - s.43.
5. Fomichev M.S. Eksperimental'naya gidrodinamika YaEU. M.: Energoatomizdat. – 1989. – 246 s.
6. Abramovich G.N. Turbulentnoe smeshenie gazovyh struy. M.: Nauka. – 1974. – 272 s.
7. Avdeev E.F., Chusov I.A., Levchenko V.A. Eksperimental'noe issledovanie hidravlicheskih harakteristik modifitsirovannoy TVS reaktora RBMK-1000. *Izvestiya VUZov., Yadernaya energetika.* - №3., -2005., -str. 69 – 80.
8. Abramovich G.N. Prikladnaya gazovaya dinamika, t. 1, M.: Nauka, 1987. –537 s.

#### Authors

Avdeev Evgenij Fyodorovich, Associate Professor, Cand. Sci.(Engineering)

E-mail: e.avdeev@iate.obninsk.ru

Chusov Igor' Aleksandrovich, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: igrch@mail.ru

Levchenko Yurij Danilovich, Leader Scientist, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: levchenko@ippe.ru

Yur'ev Yurij Sergeevich, Leader Scientist, Dr. Sci. (Engineering)

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛООБМЕНА ПРИ КИПЕНИИ НАТРИЯ В МОДЕЛИ ТВС В ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСПЕКТИВНОГО РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Р.Р. Хафизов, В.М. Поплавский, В.И. Рачков, А.П. Сорокин,

А.А. Труфанов, Ю.М. Ашурко, А.В. Волков, Е.Ф. Иванов,

В.В. Привезенцев

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», пл. Бондаренко, 1, г. Обнинск, Калужской обл., 249033



Численное моделирование развития аварийной ситуации типа UL0F в реакторе на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, выполненное с использованием кода COREMELT, указывает на возникновение и развитие кипения натрия в активной зоне, сопровождающееся колебаниями технологических параметров реакторной установки. Существенное влияние на результаты расчетов оказывает используемая в коде модель двухфазного потока теплоносителя, которая требует экспериментального подтверждения. Для исключения развития аварийной ситуации, приводящей к разрушению элементов активной зоны, предложено конструктивное решение, заключающееся в использовании «натриевой полости» над активной зоной реактора. В результате проведенных экспериментальных исследований теплообмена при кипении натрия в модельной тепловыделяющей сборке реактора на быстрых нейтронах с «натриевой полостью» на стенде АР-1 в режиме естественной циркуляции показано, что существует возможность обеспечения длительного охлаждения ТВС. Представлена картограмма режимов течения двухфазного потока жидкокометаллических теплоносителей в сборках твэлов, приведены и анализируются данные по теплоотдаче при кипении ЖМТ в ТВС. Полученные данные используются для уточнения расчетной модели процесса кипения натрия в ТВС и верификации расчетного кода COREMELT.

**Ключевые слова:** реактор на быстрых нейтронах, натрий, модель тепловыделяющей сборки, экспериментальные исследования, кипение, картограмма режимов течения двухфазного потока, теплоотдача.

## ВВЕДЕНИЕ

Опыт эксплуатации быстрых реакторов (БН-350, БН-600, Феникс, PFR) подтвердил их удобство при эксплуатации благодаря хорошей самоуправляемости и устойчивости [1].

© Р.Р. Хафизов, В.М. Поплавский, В.И. Рачков, А.П. Сорокин, А.А. Труфанов, Ю.М. Ашурко, А.В. Волков, Е.Ф. Иванов, В.В. Привезенцев, 2015

Принимаемые конструктивные и технологические решения, касающиеся перспективных реакторных установок, должны исключать развитие аварийных ситуаций, приводящих к разрушению элементов активной зоны. Так, в случае вскипания натриевого теплоносителя конструктивное устройство реактора должно предотвращать возможное наступление кризиса теплообмена с последующим разрушением оболочек твэлов.

Расчетные исследования с применением кода COREMELT [2] для наиболее неблагоприятного сценария запроектной аварии, связанной с одновременным прекращением электроснабжения всех главных циркуляционных насосов с совместным отказом органов аварийного останова реактора (авария типа UL0F), подтвердили эффективность организации в ТВС так называемой «натриевой полости», расположенной перед верхним торцевым экраном, с целью обеспечения самозащищенности реактора большой мощности с натриевым теплоносителем [3]. Наличие «натриевой полости» позволяет компенсировать положительный натриевый пустотный эффект реактивности (НПЭР) вследствие того, что при попадании паровой фазы из верхней части активной зоны в эту полость увеличивается вклад утечки нейтронов в общий баланс реактивности, и мощность реактора начинает снижаться, что приводит к снижению интенсивности парообразования.

Расчетные исследования, выполненные по коду COREMELT, указывают на колебания технологических параметров реакторной установки во время развития аварийной ситуации типа UL0F с возникновением кипения натрия в активной зоне, которые могут продолжаться в течение нескольких десятков секунд [3]. При этом возможна реализация устойчивого режима отвода остаточного энерговыделения без кризиса теплообмена. Поскольку результаты расчетов существенно зависят от используемой в коде модели двухфазного потока теплоносителя, необходимо ее экспериментальное подтверждение.

В 1970-80 гг. в различных странах, например, в Японии [4, 5], Германии [6], США [7], Франции [8], в 1990-х и начале 2000-х гг. в России [9 – 13] были проведены исследования кипения жидкокометаллических теплоносителей в модельных ТВС классической конструкции без «натриевой полости». Особый интерес представляют результаты экспериментальных исследований кипения натрия в условиях естественной конвекции при малых скоростях натриевого теплоносителя, характерных для аварии типа UL0F. Данные по кипению натрия при наличии «натриевой полости» в ТВС для этих режимов отсутствуют.

Таким образом, задачами исследований являются изучение особенностей развития кипения натрия; определение границ устойчивого течения двухфазного потока натрия в режимах с малыми массовыми скоростями, характерными для UL0F, в модели ТВС активной зоны реактора на быстрых нейтронах с «натриевой полостью»; получение данных для верификации кода COREMELT.

## **ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ. СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЙ И УПРАВЛЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОМ**

Экспериментальная установка состоит из двух циркуляционных контуров основного контура с натриевым теплоносителем и вспомогательного – с натрий-калиевым теплоносителем [14]. Основной контур представлен подъемным участком с моделями ТВС и верхнего торцевого экрана, расширительным баком, опускной линией, электромагнитным насосом индукционного типа и подогревателем прямого накала, установленным в начале подъемной ветви. Кроме того, контур снабжен параллельной укороченной веткой с малым гидравлическим сопротивлением, которая минует подогреватель прямого накала. Для нее предусмотрен электромагнитный

насос кондуктивного типа на основе постоянного магнита. Вспомогательный контур служит для охлаждения теплоносителя в натриевой петле. Отвод тепла от натриевой петли осуществляется через рубашку-холодильник, которая установлена на внешней поверхности расширительного бака. В расширительный бак натрий попадает из экспериментальной модели, после чего охлажденный до 550°C поступает в опускной участок. Тепловая энергия от натрий-калиевой петли отводится воздушным теплообменником.

Сборка имитаторов твэлов состоит из семи элементов с электрическим обогревом, упакованных в треугольную решетку с относительным шагом 1,11 и дистанционированием проволочной навивкой, которая помещена в шестигранный чехол из жаропрочной стали, выполняющий функцию корпуса. Его внешняя поверхность снабжена потенциометрическими датчиками, термопарами, охранным подогревателем и заключена в слой теплоизоляции.

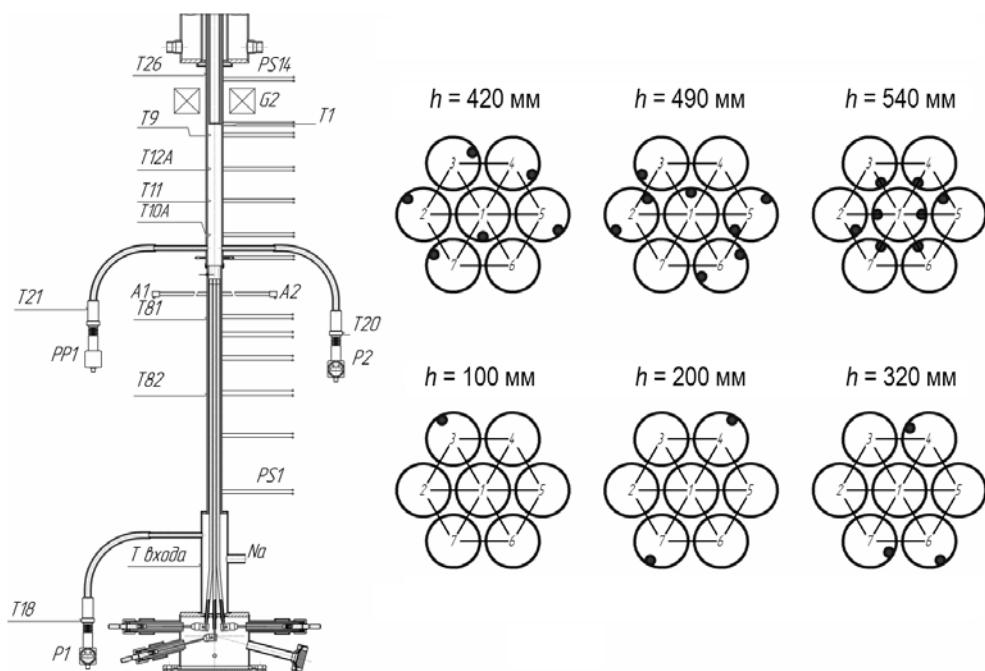


Рис. 1. Расположение датчиков на рабочем участке и в пучке имитаторов

Имитаторы твэлов состоят из цилиндрической оболочки с внешним диаметром около 9 мм и длиной 1200 мм, внутри которой расположена спираль из тугоплавкого металла длиной 600 мм. Пространство между спиралью и оболочкой заполнено высокотемпературной электроизоляционной засыпкой и гелием. Оболочка состоит из двух коаксиальных труб из жаропрочной стали. В трубе меньшего диаметра организованы продольные пазы для установки четырех термопар, расположенных по длине зоны энерговыделения.

Перед модельной сборкой натрий подогревается или при прохождении по линии принудительной циркуляции в петлевом подогревателе прямого накала, или на подъемной линии петли естественной циркуляции. После подогрева он сначала попадает во входную камеру экспериментального участка, затем в обогреваемую область модели ТВС. Над моделью активной зоны расположена «натриевая полость» длиной 430 мм, затем натрий проходит через область, затесненную имитатором верхнего торцевого экрана длиной 700 мм, который вместе с корпусом участка образует

ет кольцевой зазор шириной 4 мм.

Кипение натрия в затесненных каналах ТВС является сложным и динамичным высокотемпературным процессом (температура насыщения натрия при атмосферном давлении – 883°C). Динамика образования паровой фазы может быть взрывной, особенно, с учетом возможного перегрева натрия относительно температуры насыщения при его вскипании. Оперативное управление установкой, запись и обработка данных осуществляются с высокой скоростью непрерывно в реальном времени.

При создании основы программно-измерительного комплекса использована платформа «National Instruments Compact RIO». Программируемый контроллер Compact RIO представляет собой многофункциональную и универсальную систему сбора данных, контроля и управления технологическими процессами, обеспечивающую высокую производительность, точность и надежность работы измерительных систем.

Записываются и обрабатываются аналоговые и дискретные сигналы: мощность имитаторов твэлов; температура технологических элементов и в трубопроводах циркуляционных контуров, в потоке теплоносителя, стенок имитаторов твэлов; давление в газовой полости, теплоносителя в контуре, перепад давления в модели ТВС, пульсации давления на выходе из модели ТВС; расход теплоносителя в контуре, пульсации расхода на выходе из модели; регистрация наличия паровой фазы в различных сечениях модели; уровень натрия в дыхательном баке; сигнал акустической эмиссии; напряжение на подогревателях; сигналы протечек теплоносителя, работоспособности электрооборудования и схем управления; регулирование мощности обогрева элементов контура, рабочего участка, системы воздушного охлаждения контура; управление расходом теплоносителя, аварийное отключение питания имитаторов твэлов.

### РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Выход на режим кипения натрия в модели ТВС осуществляется повышением мощности энерговыделения имитаторов твэлов. Подогретый теплоноситель поднимается в расширительный бак, в котором охлаждается и далее поступает в опускной участок. Мощность имитаторов твэлов повышается дискретно небольшими ступенями вплоть до закипания натрия. Давление в газовой полости, заполненной аргоном, близко к атмосферному.

Тепловой поток изменялся в диапазоне от 110 до 140 кВт/м<sup>2</sup>. При этом подогрев теплоносителя в модельной ТВС составил 260 – 265°C, температура на входе – 636°C, температура насыщения на выходе из зоны обогрева – 890 – 900°C. Зависимости от времени теплового потока, температуры стенки центрального имитатора, температуры жидкости в «натриевой полости» и расхода натрия представлены на рис. 2.

Вскипание теплоносителя зафиксировано в момент времени 9799 секунд по показаниям расходомера – индикатора кипения, расходомера в однофазной области, сигналам акустической системы и пульсациям давления. В этот момент расход падает до нуля. Через половину секунды зафиксирован кратковременный скачок температуры стенки центрального имитатора, который, по-видимому, связан с прекращением расхода теплоносителя. Наблюдается рост температуры натрия в начале «натриевой полости» на 6°C, далее расход увеличивается до 0,3 м<sup>3</sup>/ч и происходит снижение температуры стенки имитатора до 911°C в течение трех секунд. Такой процесс повторяется многократно и представляет собой интенсивное вскипание и затухание кипения натрия вследствие увеличения расхода.

В остальное время превалирует пузырьковый режим с переменной интенсивностью, то полностью затухающий, то значительно интенсифицирующийся и сопровождающийся увеличением расхода теплоносителя в периоды до десяти секунд. Воз-

можно, характер этого процесса определяется гидравлическими характеристиками модели ТВС в области «натриевой полости» и имитатора верхнего торцевого экрана, который обуславливает относительно высокое гидравлическое сопротивление, препятствующее свободному продвижению паровой фазы и ее накоплению в «натриевой полости». Данный режим течения двухфазного потока натрия сохранялся длительное время без признаков кризиса теплообмена при уровне теплового потока до  $120 \text{ кВт}/\text{м}^2$ .

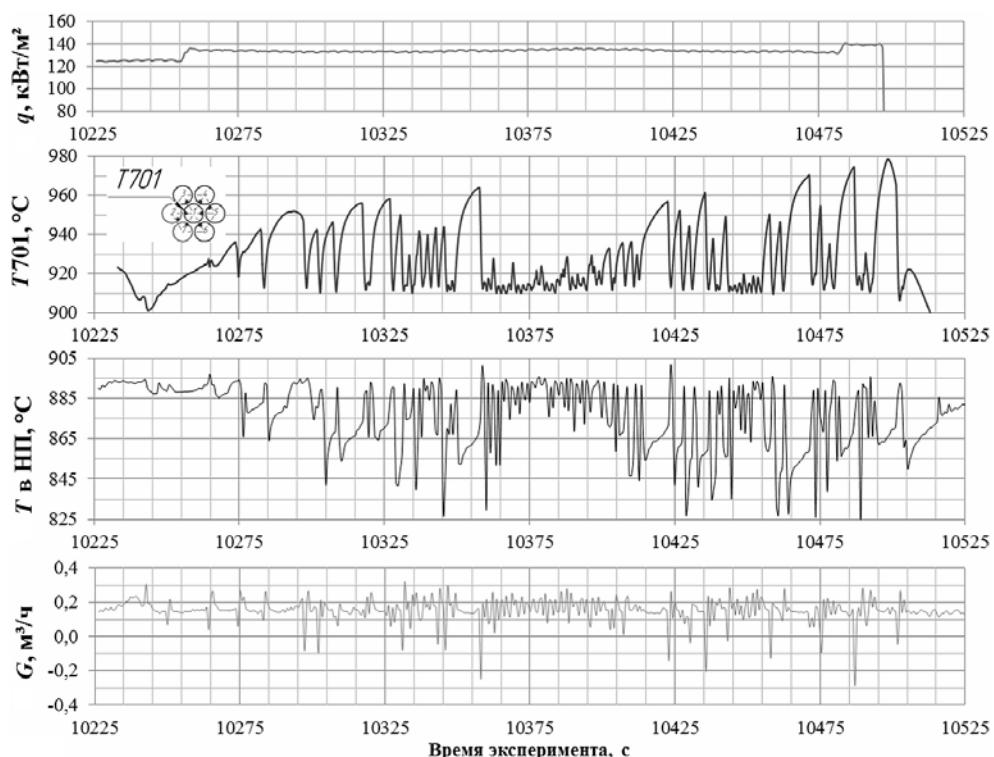


Рис. 2. Изменение температуры стенки центрального имитатора (T701), температуры потока теплоносителя в «натриевой полости» и расхода теплоносителя в эксперименте с моделью верхнего торцевого экрана и «натриевой полостью» в условиях естественной циркуляции натрия в диапазоне теплового потока от  $120$  до  $140 \text{ кВт}/\text{м}^2$

При увеличении теплового потока имитаторов твэлов до  $135 \text{ кВт}/\text{м}^2$  наступил ярко выраженный пульсационный режим течения двухфазного потока (рис. 2) с периодом от трех до 14-ти секунд и амплитудой пульсаций температуры стенок имитаторов до  $55^\circ\text{C}$ .

Процесс интенсивного парообразования в сборке сопровождается последующей конденсацией в «натриевой полости» с заливом холодной жидкостью из верхней части модели. Об этом можно судить по крутым скачкам вниз температуры жидкости в натриевой полости (до  $820^\circ\text{C}$ ).

Одновременно с конденсацией в «натриевой полости» увеличивается расход теплоносителя, обеспечивая приток более холодной жидкости в модель активной зоны и прекращение кипения, далее процесс повторяется снова. При увеличении теплового потока до  $140 \text{ кВт}/\text{м}^2$  пульсации температуры стенок начинают непрерывно развиваться, и по достижении температуры стенки имитатора  $980 - 985^\circ\text{C}$  питание автоматически отключается аварийной системой защиты имитаторов.

## КАРТОГРАММА РЕЖИМОВ ТЕЧЕНИЯ ДВУХФАЗНОГО ПОТОКА ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ В СБОРКАХ ТВЭЛОВ

Полученные в эксперименте данные для натрия нанесены на картограмму режимов течения двухфазного потока жидкокометаллических теплоносителей в сборках твэлов (рис. 3), полученную в работах [5, 9 – 13].

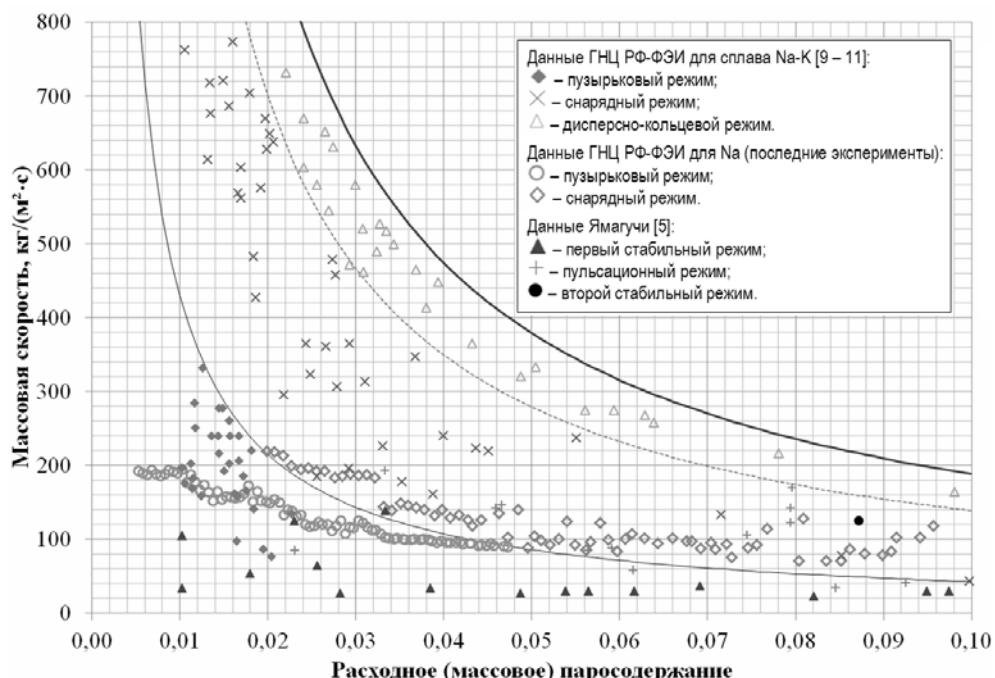


Рис. 3. Картограмма режимов течения двухфазного потока жидкокометаллических теплоносителей

Экспериментальные данные для двухфазного потока жидкокометаллических теплоносителей в сборках твэлов в координатах массовая скорость – весовое паросодержание для пузырькового режима расположены в области весового паросодержания 0,1 – 2,5%, а для снарядного режима – 2,5 – 9%. Массовая скорость теплоносителя в режимах с кипением жидкого металла находится в диапазоне от 100 до 200 кг/(м<sup>2</sup>·с). Нанесенные на картограмму режимов экспериментальные данные для модели ТВС с «натриевой полостью» для натрия согласуются с данными, полученными в ГНЦ РФ-ФЭИ в серии экспериментов на модели ТВС без торцевого экрана в контурах с естественной циркуляцией натрий-калиевого сплава [9 – 13].

## ТЕПЛООТДАЧА ПРИ КИПЕНИИ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ В КАНАЛАХ И СБОРКАХ ТВЭЛОВ

На теплоотдачу при кипении жидкокометаллического теплоносителя влияет большое количество факторов, основными из которых являются давление, плотность теплового потока, число Прандтля, состояние поверхности теплообмена (шероховатость), смачивание поверхности теплообмена теплоносителями, режимы течения двухфазного потока.

Данные по теплоотдаче жидкокометаллических теплоносителей в каналах и пучках твэлов разрозненны и несистематизированы, отсутствует обобщающая зависимость, учитывающая влияние всех факторов. При вынужденном течении парожидкостной смеси металлов в трубе (при давлении 0,1 МПа) уже при массовых паросодержаниях 0,01 – 0,05 наступает дисперсно-кольцевой режим. Он характеризуется тем, что 95 – 99% жидкости находится в виде капель в центральной области потока. Значе-

ние коэффициента теплообмена при этих условиях примерно такое же, как при кипении в большом объеме.

В дисперсно-кольцевом режиме фазовый переход связан с испарением с поверхности пристенной пленки жидкого металла, имеющей малую толщину и высокую теплопроводность. Влияние массовой скорости и паросодержания на теплообмен, по-видимому, несущественно. Эксперименты [15] подтвердили это предположение – коэффициент теплоотдачи при кипении натрия в широком диапазоне плотностей теплового потока ( $0,2 - 1,1 \text{ МВт}/\text{м}^2$ ) оставался неизменным и равным  $(2,5 - 4) \cdot 10^5 \text{ Вт}/(\text{м}^2 \cdot \text{К})$ .

Однако в опытах [16] при кипении калия наблюдалась хорошо известная зависимость для теплоотдачи при кипении  $\alpha \sim q^{0,7}$  для неметаллических жидкостей, близкая соответствующей зависимости для теплоотдачи при кипении жидкостей в большом объеме. Совпадение зависимости  $\alpha(q)$ , полученной в опытах с кипением жидкого металла в большом объеме и в трубах, не случайно. Аналогичное совпадение имеет место при кипении воды, а именно, соотношения по теплообмену при кипении воды в каналах при умеренных скоростях смеси соответствуют соотношениям для теплообмена при кипении воды в большом объеме. При малых скоростях пароводяной смеси  $\alpha \sim q^{0,7}$ , а при больших –  $\alpha \sim q^{0,8}$ , как это наблюдается для конвективного теплообмена.

$$\alpha/p^{0,15}, \text{ кВт}/(\text{м}^2 \cdot \text{К})$$

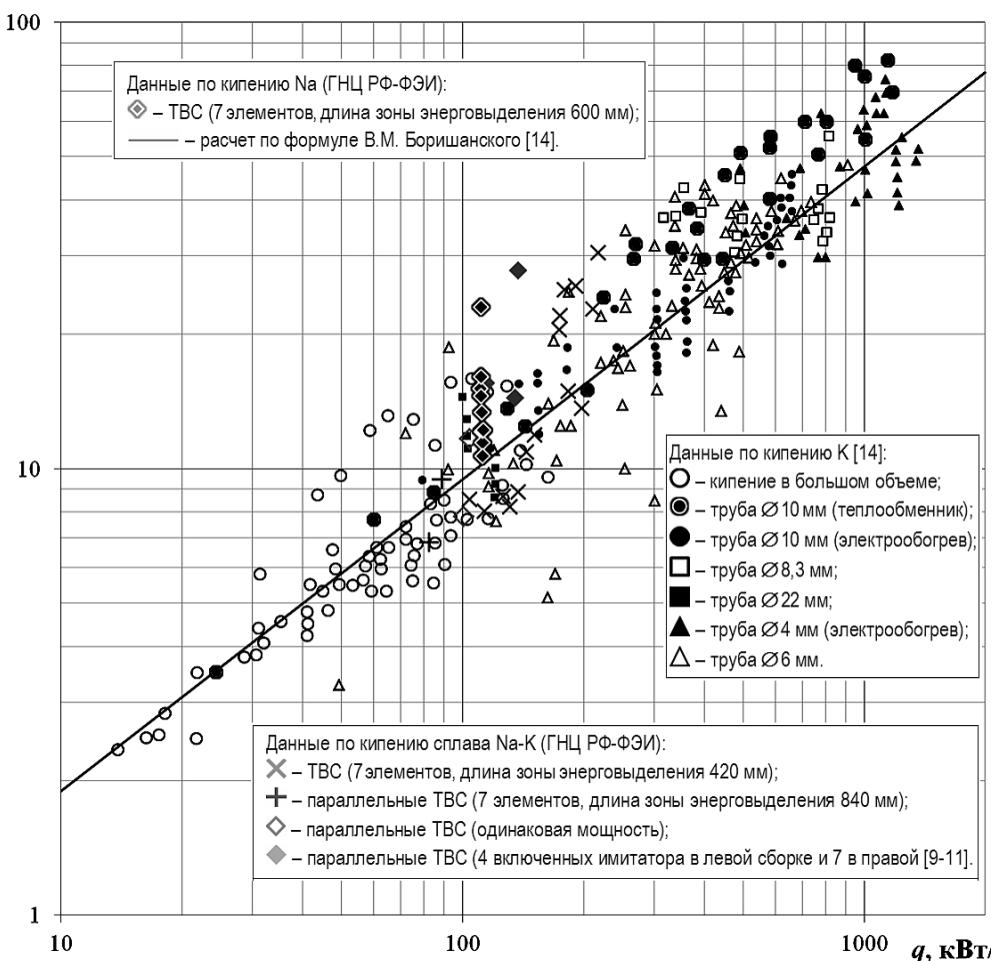


Рис. 4. Сравнение экспериментальных данных различных авторов по теплоотдаче при кипении жидких металлов в трубах с данными ГНЦ РФ-ФЭИ для сборок твэлов

Сопоставление данных по теплоотдаче при кипении натрий-калиевого сплава в сборках твэлов, полученных в экспериментах ГНЦ РФ-ФЭИ [9, 13], с данными по теплоотдаче при кипении калия в трубах [16] (рис. 4) показывает, что теплоотдача при кипении натрий-калиевого сплава в сборках твэлов выше, чем при кипении жидких металлов в трубах и в большом объеме [15, 16].

Поскольку с использованием представлений о термодинамическом подобии щелочных металлов все теплофизические свойства ( $\lambda$ ,  $r$ ,  $\sigma$ ,  $\rho$ ,  $T_S$ ) можно выразить через  $p/p_{kp}$ , формула для теплоотдачи при кипении жидких металлов может быть представлена в простом виде:

$$\alpha = A \cdot q^{2/3} (p/p_{kp})^n. \quad (1)$$

Аналогичные эмпирические соотношения для расчета теплообмена при развитом пузырьковом кипении различных жидкокометаллических теплоносителей были предложены в виде следующей формулы [16]

$$\alpha = A \cdot q^m p^n, \quad (2)$$

где  $q$  – плотность теплового потока, Вт/м<sup>2</sup>;  $p$  – давление, МПа.

Коэффициенты  $A$ ,  $m$  и  $n$ , описывающие данные различных авторов, принимают значения  $m = 0,7$ ;  $n = 0,1 – 0,15$ ;  $A = 4,5 = 7,5$  как для калия, так и для натрий-калиевого сплава.

Очевидно, что соотношения для теплоотдачи при кипении жидких металлов, задаваемые формулой (2), совпадают с формулами для пузырькового кипения воды и других жидкостей при  $p = 0,1$  МПа. Причиной данного сходства являются близкие величины скорости испарения ( $w_{ev} = q/r \cdot p^n$ ), так как значения теплоты испарения на единицу объема разных жидкостей примерно одинаковы. Таким образом, с точностью  $\pm 50\%$  теплообмен при кипении не только термодинамически подобных металлических, но и других жидкостей описывается практически одинаковыми соотношениями. В первом приближении для расчета коэффициентов теплоотдачи при кипении натрия в сборках твэлов можно использовать зависимость (2).

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетных исследований аварии UL0F в реакторе на быстрых нейтронах показывают, что характер режима кипения натрия в активной зоне, особенно, в «натриевой полости», находящейся над активной зоной, оказывает сильное влияние на величину НПЭР и, соответственно, на характер протекания аварийного процесса и его последствия. В связи с этим требуется экспериментальное обоснование влияния «натриевой полости» на характер режима течения двухфазного теплоносителя как в активной зоне, так и в самой «натриевой полости». Для проведения экспериментов на теплогидравлическом стенде АР-1 в ГНЦ РФ-ФЭИ был создан высокотемпературный натриевый контур и выполнены исследования по кипению натрия в модели ТВС с «натриевой полостью». Впервые в результате проведенных экспериментальных исследований кипения натрия в модели ТВС реактора на быстрых нейтронах при наличии «натриевой полости» показано, что обеспечивается длительное охлаждение ТВС при плотности теплового потока на поверхности имитаторов твэлов до 140 кВт/м<sup>2</sup> в режиме естественной конвекции при массовых скоростях 100 – 200 кг/(м<sup>2</sup>·с).

Показано, что при кипении натрия в ТВС с «натриевой полостью» и верхним торцевым экраном может быть использована картограмма режимов течения двухфазного потока жидкокометаллических теплоносителей в ТВС, полученная в работах [9 – 12].

Коэффициенты теплоотдачи при кипении жидких металлов в ТВС оказались не-

сколько выше, чем при кипении жидких металлов в трубах и большом объеме. В первом приближении для оценки коэффициентов теплоотдачи при кипении натрия в ТВС можно использовать зависимость (2), предложенную для кипения жидких металлов в большом объеме [15, 16].

### Литература

1. Багдасаров Ю.Е., Кузнецов И.А. Расчетные исследования нестационарных и аварийных режимов работы и их роль в обеспечении безопасности // Атомная энергия. – 1982. – Т. 52. – Вып. 1. – С. 3-10.
2. 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.
3. Ашурко Ю.М., Андреева К.А., Бурьевский И.В. и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №3. – С. 5-13.
4. Haga K. Loss of flow experiment in a 37 pin bundle LMRBR Fuel assembly // Nuclear Engineering and Design. 1984. Vol. 82. – PP. 305-318.
5. Yamaguchi K. Flow pattern and dryout under sodium boiling conditions at decay power levels // Nuclear Engineering and Design. 1987. Vol. 99. N 3. – PP. 247-263.
6. 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.
7. Gnatt P.A., Carbo J.J., Dearing J.F. Sodium boiling experiments in the THORS Facility // Nuclear Engineering and Design. 1984. V. 82. – P. 241-280.
8. Seiler J.M. Studies on sodium boiling phenomena in out-of-pile rod bundles for various accidental situation in LMFBR: experiments and interpretations // Nuclear Engineering and Design. 1986. Vol. 82. – PP. 227-239.
9. 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.
10. 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.
11. Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф. и др. Исследования теплообмена и устойчивости кипения жидкокометаллического теплоносителя в контуре естественной циркуляции // Теплоэнергетика. – 2003. – №3. – С. 20-26.
12. 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.
13. 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.
14. Хафизов Р.Р., Ашурко Ю.М., Волков А.В и др. Подготовка экспериментального стенда АР-1 и экспериментальной модели к проведению исследований кипения натрия в модели ТВС в обоснование безопасности быстрого реактора нового поколения // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №1. – С. 77-87.
15. Зейгарник Ю.А., Литвинов В.Д. Кипение щелочных металлов в каналах. М.: Наука, 1983.
16. Боришанский В.М., Кутателадзе С.С., Новиков И.И., Федынский О.С. Жидкометаллические теплоносители. – М.: Атомиздат, 1976.

Поступила в редакцию 24.04.2015 г.

**Авторы**

Хафизов Руслан Рашидович, инженер-исследователь

E-mail: rhafizov@ippe.ru

Поплавский Владимир Михайлович, зам. генерального директора, доктор техн. наук, профессор

E-mail: vmpopl@ippe.ru

Рачков Валерий Иванович, научный руководитель, доктор техн. наук, профессор, член-корр. РАН,

E-mail: vrachkov@ippe.ru

Сорокин Александр Павлович, заместитель директора, доктор техн. наук  
E-mail: sorokin@ippe.ru

Труфанов Александр Анатольевич, первый заместитель директора,  
E-mail: privezentsev@ippe.ru

Ашурко Юрий Михайлович, начальник лаборатории, канд. техн. наук  
E-mail: ashurko@ippe.ru

Волков Андрей Викентьевич, ведущий научный сотрудник, канд. техн. наук  
E-mail: volkov@ippe.ru

Иванов Евгений Федорович, ведущий научный сотрудник, канд. техн. наук

Привезенцев Виталий Владимирович, начальник лаборатории, канд. техн. наук  
E-mail: privezentsev@ippe.ru

UDC 621.039.526.034+621.039.546.8:536.26

## **EXPERIMENTAL INVESTIGATION OF SODIUM BOILING HEAT EXCHANGE IN FUEL SUBASSEMBLY MOCKUP FOR PERSPECTIVE FAST REACTOR SAFETY JUSTIFICATION**

Khafizov R.R., Poplavsky V.M., Rachkov V.I., Sorokin A.P., Ashurko Yu.M., Volkov A.V., Ivanov E.F., Privezentsev V.V.

JSC «SSC RF-IPPE» n.a. A.I. Leypunsky  
Bondarenko sq., 1, Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### **ABSTRACT**

ULOF accident calculations for sodium fast reactor, carried out using COREMELT code, indicate sodium boiling in the core. The process is accompanied with reactor technological parameters oscillations over a period of several tens of seconds. In this case, it is possible the implementation of sustainable decay heat removal. Since the two-phase model implemented in the code has significant influence on calculations, the model need to be experimentally verified.

Obtained experimental data on coolant flow, pressure, sodium and cladding temperatures and oscillations of parameters for sodium boiling process in a fuel subassembly mockup under natural and forced coolant circulation with sodium plenum and upper axial blanket model.

The results showed possibility of long residual heat removal by means of boiling sodium in case of sodium plenum presence in the experimental model under pins heat fluxes up to  $140 \text{ kW/m}^2$  in natural circulation conditions and up to  $170 \text{ kW/m}^2$  in forced circulation.

**Key words:** fast reactor, liquid metal coolant, sodium, boiling, two-phase flow, fuel subassembly mockup, experimental investigation, sodium void reactivity effect.

#### REFERENCES

1. Bagdasarov Yu.E., Kuznetsov I.A. Nonsteady and emergency conditions of fast-reactor operation and their role in safety. *Atomic Energy*. 1982, v. 52, no. 1, pp. 3-10.
2. Volkov A.V., Kuznetsov I.A. Usovershenstvovannaja model' kipenija natrija dlja analiza avariij v bystrom reaktore [The advanced sodium boiling model for the analysis of accidents within fast reactors]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2006, v. 2, pp. 101-111 (in Russian).
3. Ashurko Yu.M. Andreeva K.A. Bur'evsky I.V. Volkov A.V. Egorov A.V. Kuznetsov I.A. Korobeynikova L.V. Matveev V.I. Solomonova N.V. Khomyakov Yu.S. Tsarapkina A.N. Issledovanie vlijanija natrjevogo pustotnogo jeffekta reaktivnosti na bezopasnost' bystrogo natrjevogo reaktora bol'shoj moshhnosti [Investigation of the SVRE influence on the safety of large size sodium fast reactor]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2014, v. 3, pp. 5-13 (in Russian).
4. Haga K. Loss of flow experiment in a 37 pin bundle LMRBR Fuel assembly. *Nuclear Engineering and Design*. 1984, v. 82, pp. 305-318.
5. Yamaguchi K. Flow pattern and dryout under sodium boiling conditions at decay power levels. *Nuclear Engineering and Design*. 1987, v. 99, no. 3, pp. 247-263.
6. 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, v. 100, pp. 377-386.
7. Gnatt P.A., Carbo J.J., Dearing J.F. Sodium boiling experiments in the THORS Facility. *Nuclear Engineering and Design*. 1984, v. 82, pp. 241-280.
8. 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*. 1986, v. 82, pp. 227-239.
9. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F., Bogoslovskaya G.P., Kolesnik V.P., Martsinyuk S.S., Mal'kov V.L., Sorokin G.A., Rymkevich K.S. An investigation of the heat transfer and stability of liquid-metal coolant boiling in a natural circulation circuit. *Atomic Energy*. 1999, v. 87, iss. 5, pp. 337-342 (in Russian).
10. Sorokin A.P., Efanov A.D., Ivanov E.F., Martsiniouk D.Ye., Bogoslovskaya G.P., Rymkevich K.S., Mal'kov V.L.. Raschyotno-eksperimental'nye issledovaniya usloviy ustojchivogo teploobmena pri vozniknovenii kipenija zhidkogo metalla v rezhime avarijsnogo rasholazhivaniya bystrogo reaktora. [Numerical and experimental investigations of stable heat-exchange conditions with liquid metal boiling under fast reactor accident heat removal regime]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 1999, no. 2, pp. 59-70 (in Russian).
11. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F., Bogoslovskaya G.P., Kolesnik V.P., Martsinyuk S.S., Mal'kov V.L., Sorokin G.A., Rymkevich K.S. An investigation of the heat transfer and stability of liquid-metal coolant boiling in a natural circulation circuit. *Thermal Engineering*. 2003, no. 3, pp. 20-26.
12. Sorokin G.A., Ninokata X., Endo X., Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F., Bogoslovskaya G.P., Ivanov V.V., Volkov A.D., Zueva I.R. Eksperimental'noe i raschetnoe modelirovanie teploobmena pri kipenii zhidkogo metalla v sisteme parallel'nyh teplovydajushhih sborok v rezhime estestvennoj konvekciij [Experimental and numerical modeling of liquid metal boiling heat transfer in a system of parallel fuel subassemblies under conditions of natural convection]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2005, no. 4, pp. 92-106 (in Russian).
13. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F., Bogoslovskaya G.P., Ivanov V.V., Volkov A.D., Sorokin G.A., Zueva I.R. Heat transfer under natural convection of liquid metal during its boiling in a system of channels. *Thermal engineering*. 2007, no. 3, pp. 43-51.
14. Khafizov R.R. Ashurko J.M. Volkov A.V. Ivanov E.F. Privezentsev V.V. Sorokin A.P. Kumskoy V.V. Podgotovka eksperimental'nogo stenda AR-1 i eksperimental'noj modeli k provedeniju issledovanij kipenija natrija v modeli TVS v obosnovanie bezopasnosti bystrogo reaktora novogo pokolenija [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]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2014,

no. 1, pp. 77-87. (in Russian)

15. Zeigarnik Yu.A. Litvinov V.D. Kipenie shhelochnyh metallov v kanalah [Alkali metal boiling in channels]. Moscow. Nauka Publ., 1983. (in Russian)

16. Borishanskij V.M., Kutateladze S.S., Novikov I.I., Fedynskij O.S. Zhidkometallicheskie teplonositeli [Liquid metal coolants]. Moscow. Atomizdat Publ., 1976 (in Russian).

Authors

Khafizov Ruslan Rashitovich, Research Engineer

Tel.: (484) 399-54-03, e-mail: rhafizov@ippe.ru

Poplavsky Vladimir Mikhaylovich, Deputy General Director, Dr. Sci. (Engineering), Professor

Tel.: (484) 399-87-92, e-mail: vmpopl@ippe.ru

Rachkov Valery Ivanovich, Research Supervisor, Dr. Sci. (Engineering), Professor, Corresponding member of the Russian Academy of Science

Tel.: (484) 399-81-14, e-mail: vrachkov@ippe.ru

Sorokin Aleksandr Pavlovich, Deputy Director, Dr. Sci. (Engineering)

Tel.: (484) 399-84-47, e-mail: sorokin@ippe.ru

Ashurko Yurij Mikhaylovich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering)

Tel.: (484) 399-50-53, e-mail: ashurko@ippe.ru

Volkov Andrey Vikent'evich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

Tel.: (484) 399-48-29, e-mail: volkov@ippe.ru

Ivanov Evgeny Fyodorovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

Tel.: (484) 399-84-67

Privezentsev Vitaliy Vladimirovich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering)

Tel.: (484) 399-56-57, e-mail: privezentsev@ippe.ru

# ТЕЧЕНИЕ И ТЕПЛОПЕРЕНОС В ПУЧКАХ СТЕРЖНЕВЫХ ТВЭЛОВ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ С МОДИФИЦИРОВАННЫМИ СОТОВЫМИ ДИСТАНЦИОНИРУЮЩИМИ РЕШЕТКАМИ

**В.Г. Крапивцев, П.В. Марков, В.И. Солонин**

*105005, МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Москва*



Рассматривается течение и перенос тепла в потоках теплоносителей, охлаждающих пучки стержневых тепловыделяющих элементов ядерных реакторов (твэлов), дистанционированных модифицированными сотовыми решетками. Решетки разработаны ОАО «Машиностроительный завод» (г. Электросталь) и отличаются от штатных наклоном упругих пуклевок, контактирующих с наружной поверхностью оболочек твэлов. При течении теплоносителя в объеме таких ячеек в потоке возникают тангенциальные компоненты вектора скорости, ориентированные согласно направлению наклона пуклевок. Комплектуя поле решетки ячейками различной или одинаковой геометрии, можно создать различные вторичные течения в пучках стержней за решеткой. Рассмотрены решетки, создающие вторичные течения типа «закрутка вокруг твэла» и «порядная прогонка». Исследование проводилось методами вычислительной гидродинамики с валидацией результатов расчетов по данным аэродинамических экспериментов. Описаны механизмы формирования вторичных течений за решетками, даны количественные оценки их интенсивности. Приведены данные о коэффициентах гидравлического сопротивления решеток при различных числах Рейнольдса как в условиях течения слабосжимаемого изотермического потока воздуха, так и при параметрах, характерных для теплоносителей первого контура реактора ВВЭР-1000. Выполнен анализ интенсификации перемешивания теплоносителя за решетками методом теплового следа при различных граничных условиях. Сделан вывод о возможности и эффективности применения модифицированных сотовых дистанционирующих решеток для выравнивания температурных неоднородностей в потоке теплоносителя за счет создания направленного конвективного переноса.

**Ключевые слова:** дистанционирующая решетка, активная зона, тепловыделяющий элемент, интенсификация перемешивания, вторичные течения, вычислительная гидродинамика.

## ВВЕДЕНИЕ

Повышение мощности водо-водяных ядерных реакторов невозможно без соблюдения требований к обеспечению их безопасной эксплуатации в условиях увеличен-

© В.Г. Крапивцев, П.В. Марков, В.И. Солонин, 2015

ной тепловой нагрузки на тепловыделяющие элементы (твэлы) активной зоны. Высокие плотности тепловых потоков с поверхностей твэлов, гидравлическая неравноточность трактов течения теплоносителя в объеме активной зоны, обусловленная в том числе наличием местных гидравлических сопротивлений, могут привести к локальному перегреву теплоносителя, его поверхностному кипению, возникновению кризиса теплоотдачи, опасного с точки зрения деградации механических свойств материала оболочек твэлов с последующей разгерметизацией оболочек и выходом радиоактивных продуктов деления в контур циркуляции [1].

Исключение факторов, провоцирующих возникновение кризиса теплоотдачи в активных зонах водо-водяных реакторов при повышении мощности, можно организовать следующими способами:

- соблюдением соответствия между условиями охлаждения отдельных твэлов и величиной тепловыделения в них – физическим профилированием топлива;
- выравниванием полей скоростей и температур теплоносителя в потоке теплоносителя, что обеспечивает идентичные условия охлаждения твэлов в различных областях активной зоны.

Второй способ реализован в тепловыделяющих сборках зарубежных реакторов включением в состав дистанционирующих твэлы решеток специальных перемешивающих устройств в виде дефлекторов или лопаток [2, 3]. Работы по конструированию подобных устройств применительно к отечественным реакторам привели к созданию сотовых [4] и пластинчатых [5] перемешивающих решеток, устанавливаемых в твэльном пучке между штатными дистанционирующими решетками, при этом упругий контакт между оболочками твэлов и перемешивающими решетками отсутствует.

## ОБЪЕКТ И МЕТОД ИССЛЕДОВАНИЯ

Рассматривается возможность интенсификации перемешивания в потоке теплоносителя путем установки в пучках твэлов модифицированных сотовых дистанционирующих решеток, разработанных ОАО «Машиностроительный завод» (г. Электросталь) [6, 7]. Модифицированные решетки отличаются от штатных тем, что упругие пуклевки на ячейках (сотах) решеток, контактирующие с оболочками твэлов, расположены не параллельно оси твэла, как это сделано на штатных дистанционирующих решетках, а под углом к ней; выходное сечение ячеек повернуто относительно входного на угол 60°, что приводит к исключению сквозных проливных каналов в межъячеистом пространстве решеток (рис. 1). Это технологически обоснованное решение интенсифицирует перемешивание потока за решетками не только за счет его турбулизации, но и за счет создания компонентов скорости в направлении, перпендикулярном основному течению теплоносителя (направленного конвективного переноса).

Поток теплоносителя внутри ячеек движется по параллельным каналам, образованным наружной поверхностью оболочек твэлов и внутренней поверхностью ячеек и разделенным друг от друга пуклевками. Таким образом, на выходе из ячеек модифицированной сотовой дистанционирующей решетки поток приобретает тангенциальные составляющие вектора скорости, ориентированные согласно направлению наклона пуклевок [7]. Комплектуя поле решетки ячейками с различными по направлению углами наклона можно организовывать определенные вторичные течения в твэльном пучке за решеткой. Длина ячеек, число и угол наклона пуклевок будут определять интенсивность закрутки теплоносителя в объеме отдельных ячеек и, следовательно, интенсивность вторичных течений [8].

Рассматриваются два варианта модифицированной сотовой дистанционирующей решетки:

- решетка, состоящая из ячеек с одинаковым углом наклона пуклевок (рис.

1а), организующая в потоке теплоносителя вторичное течение типа «закрутка вокруг твэла»;

– решетка с порядным чередованием ячеек, отличающихся направлением угла наклона пуклевок (рис. 1б), организующая в потоке теплоносителя вторичные течения типа «порядная прогонка».

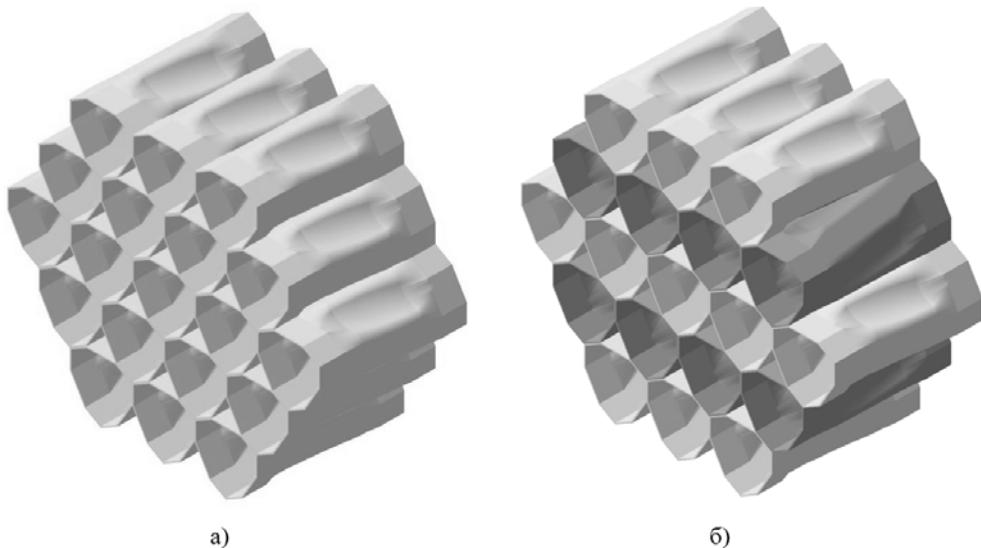


Рис. 1. Модифицированные сотовые дистанционирующие решетки конструкции ОАО «Машиностроительный завод»:  
а) решетка типа «закрутка вокруг твэла»; б) решетка типа «порядная прогонка»

Оба варианта решетки выполнены из ячеек высотой 30 мм с тремя пуклевками на боковой поверхности, ориентированными к оси ячейки под углом наклона  $+20^\circ$  (решетка типа «закрутка вокруг твэла») и  $\pm 20^\circ$  (решетка типа «порядная прогонка»). Анализируются 19-ячеистые фрагменты решеток без обода (см. рис. 1), установленные в 19-стержневой пучок. Пучок имеет длину 1 м и состоит из имитаторов твэлов ТВС ВВЭР-1000 диаметром 9,1 мм, расположенных в правильной треугольной упаковке с шагом 12,7 мм. Пучок с установленным в нем фрагментом исследуемой решетки заключен в шестигранный чехол внутренним размером «под ключ» 57,5 мм.

Исследование течения и теплопереноса в пучках выполнено методами вычислительной гидродинамики с использованием ПК STAR-CCM+ [9]. Математическая модель, используемая в расчете, базируется на осредненных уравнениях движения и энергии сплошной среды, замыкаемых нелинейной (квадратичной)  $k-\varepsilon$ -моделью турбулентной вязкости и моделью турбулентного числа Прандтля [8].

## РЕЗУЛЬТАТЫ

На выходе из ячеек решетки вокруг каждого стержня возникают закрученные вторичные потоки, ориентированные согласно направлению наклона пуклевок. Характерная величина касательной скорости в этих потоках составляет приблизительно 15 % от величины среднерасходной скорости потока в пучке. За решеткой без порядового чередования ячеек все потоки направлены против часовой стрелки (рис. 2а), что индуцирует образование в объеме треугольных субканалов между тремя соседними стержнями вихрей с противоположным (по часовой стрелке) направлением вращения. Кроме того, между периферийным рядом стержней и чехлом возникает кольцевое течение, направленное аналогично направлению закрутки потока

вокруг стержней; в условиях расчета – против часовой стрелки (рис. 2а).

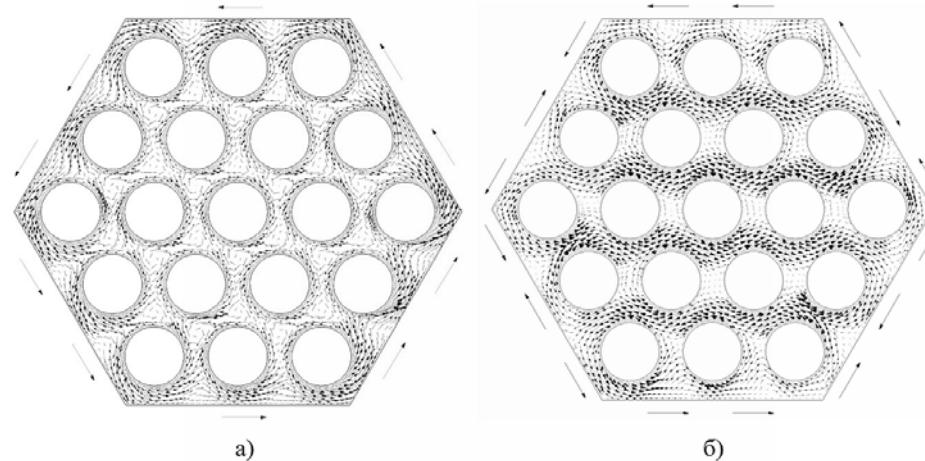


Рис. 2. Вторичные течения за модифицированной сотовой дистанционирующей решеткой: а) закрутка вокруг твэла; б) порядная прогонка

Закрученные вокруг стержней потоки, обеспечивающие межканальный обмен, за счет механизмов вязкого трения о поверхности стержней и взаимодействия друг с другом интенсивно затухают: при числе Рейнольдса  $4 \cdot 10^4$  они практически вырождаются на удалении 80 мм (8 гидравлических диаметров) за решеткой, при увеличении числа Рейнольдса до  $5 \cdot 10^5$  длина затухания составляет приблизительно 140 мм (14 гидравлических диаметров). Вихри, индуцированные в субканалах, затухают менее интенсивно; так на расстоянии 250 мм (25 гидравлических диаметров) от решетки величина поперечной скорости в них достигает 1 – 2 % от среднерасходной скорости. Причехловое кольцевое поперечное течение наиболее устойчиво: относительная поперечная скорость в этой области имеет значение 5 – 7 % на удалении 250 мм за решеткой.

За решеткой с порядовым чередованием ячеек касательные компоненты скоростей между соседними рядами стержней оказываются сонаправленными. Это приводит к формированию разнонаправленных вторичных течений в рядах стержней на удалении за решеткой (рис. 2б). Интенсивность вторичных течений уменьшается с увеличением расстояния до решетки и незначительно увеличивается с ростом числа Рейнольдса в диапазоне его значений от  $1 \cdot 10^4$  до  $5 \cdot 10^5$ . Так характерное значение поперечной скорости между соседними рядами стержней, отнесенное к среднерасходной скорости в пучке, на расстоянии 100 мм (10 гидравлических диаметров) за решеткой составляет 10 – 12 %, на расстоянии 300 мм (30 гидравлических диаметров) за решеткой – 5 – 7 %. Вдоль стенок чехла, параллельных рядам ячеек решетки, формируются вторичные течения, ориентированные согласно направлению закрутки потока в причехловых ячейках. Вдоль остальных стенок в зазорах между соседними стержнями возникают чередующиеся между собой сходящиеся и расходящиеся вторичные потоки.

Коэффициент гидравлического сопротивления (КГС) решеток исследовался в диапазоне чисел Рейнольдса от  $4 \cdot 10^4$  до  $6 \cdot 10^4$  при течении в пучке потока воздуха, что соответствует условиям проведения аэродинамических экспериментов с физическими моделями модифицированных сотовых дистанционирующих решеток на кафедре «Ядерные реакторы и установки» МГТУ им. Н.Э. Баумана. Результаты расчетных и экспериментальных исследований приведены в табл. 1. Немонотонность зависимости КГС решеток, имеющая экспериментальное подтверждение, связана с влиянием сжимаемости потока

воздуха при числах Рейнольдса  $\sim 6 \cdot 10^4$ , соответствующих числам Маха  $\sim 0,25$ . Как видно из таблицы, порядковое чередование слабо влияет на величину КГС, однако КГС решетки типа «порядная прогонка» несколько выше КГС решетки «закрутка вокруг твэла» при близких числах Рейнольдса. Расчетный прогноз дает значение КГС модифицированных решеток для чисел Рейнольдса, соответствующих условиям течения в активной зоне ВВЭР-1000 ( $Re \sim 5 \cdot 10^5$ ), равное приблизительно 0,5. Влияние обода решеток, исключающего протечки между решетками и чехлом, на величину КГС в рамках настоящей работы не рассматривалось.

Таблица 1

**КГС модифицированных сотовых дистанционирующих решеток**

Решетка типа «закрутка вокруг твэла»			
Re	$6,29 \cdot 10^4$	$5,11 \cdot 10^4$	$3,94 \cdot 10^4$
Расчет	0,695	0,691	0,706
Эксперимент	0,715	0,673	0,718
Отклонение, %	-2,8	+2,7	-1,7
Решетка типа «порядная прогонка»			
Re	$6,37 \cdot 10^4$	$5,14 \cdot 10^4$	$4,05 \cdot 10^4$
Расчет	0,706	0,713	0,719
Эксперимент	0,725	0,704	0,757
Отклонение, %	-2,6	+1,3	-5,0

Влияние вторичных течений, генерируемых модифицированными сотовыми дистанционирующими решетками, на перемешивание теплоносителя в стержневых пучках анализировалось с использованием метода теплового следа: на входе в пучок задавалась температурная неоднородность, далее отслеживалась ее деформация за решетками. Рассматривалось два профиля входной температурной неоднородности. Первый профиль представлял собой центральное осесимметричное тепловое пятно радиусом, равным шагу расположения стержней (рис. 3а); таким образом, шесть центральных треугольных субканалов имели более высокую температуру, чем температура основного потока. Второй профиль – ступенчатый, при этом левая, относительно вертикальной плоскости симметрии, часть потока имела более высокую температуру (рис. 3б), правая – более низкую. Вертикальная плоскость симметрии перпендикулярна направлению вторичных течений за решеткой «порядная прогонка».

Результаты расчета приведены для сечений, отстоящих от выходного сечения решеток на удалении 300 мм. При осесимметричной температурной неоднородности за решеткой «закрутка вокруг твэла» максимум температуры локализован в центральной части пучка, при этом происходит размытие температурной метки до периферийного ряда стержней (рис. 4а). За решеткой с порядовым чередованием ячеек образуются два максимума температуры, смещенные в направлении вторичных течений от оси на расстояние, равное двум шагам расположения стержней (рис. 4б). Максимальная температурная неравномерность за решетками обоих типов уменьшается приблизительно на 30%.

При ступенчатой температурной неоднородности за решеткой без порядового чередования ячеек в центральной части пучка имеет место размытие границы между горячим и холодными потоками при сохранении входных значений температуры потоков вне этой границы (рис. 5а). Ширина зоны смешения может быть оценена двумя шагами расположения стержней. В причехловой области за счет кольцевого поперечного течения, направленного против часовой стрелки, граница зоны смешения смещается относительно

вертикальной плоскости симметрии. За решеткой «порядная прогонка» происходит интенсивное перемешивание горячего и холодных потоков, глубина взаимного проникновения которых соответствует полуширине пучка (рис. 5б). Однако интенсивность массообмена в направлении, перпендикулярном вторичным течениям, невелика, что приводит к появлению областей между рядами стержней, температура в которых сохранила свое входное значение.

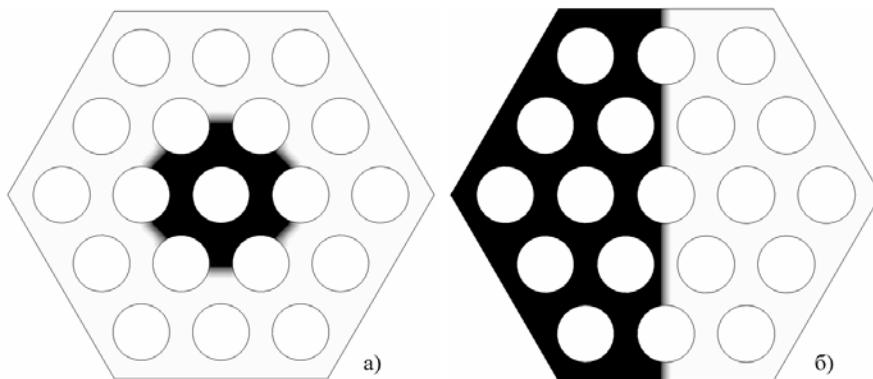


Рис. 3. Профили входной температурной неоднородности при исследовании перемешивания в пучках стержней с модифицированными сотовыми дистанционирующими решетками (тёмный цвет соответствует более высокой температуре): а) – осесимметричная температурная неоднородность; б) – ступенчатая температурная неоднородность

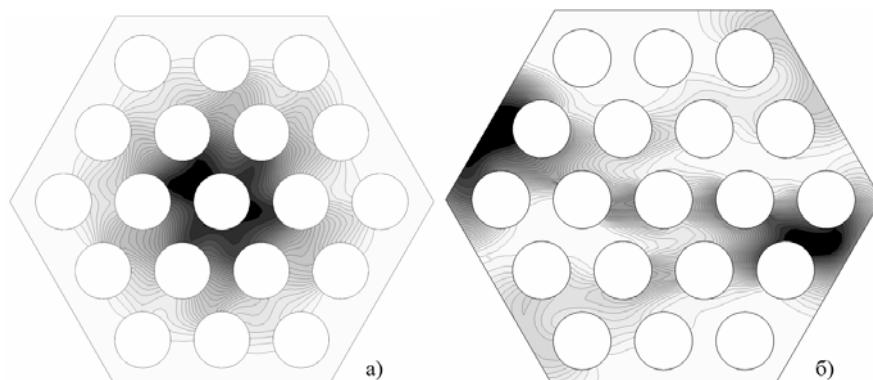


Рис. 4. Распределения температуры за модифицированными сотовыми дистанционирующими решетками при осесимметричной температурной неоднородности (тёмный цвет соответствует более высокой температуре): а) за решеткой «закрутка вокруг твэла»; б) за решеткой «порядная прогонка»

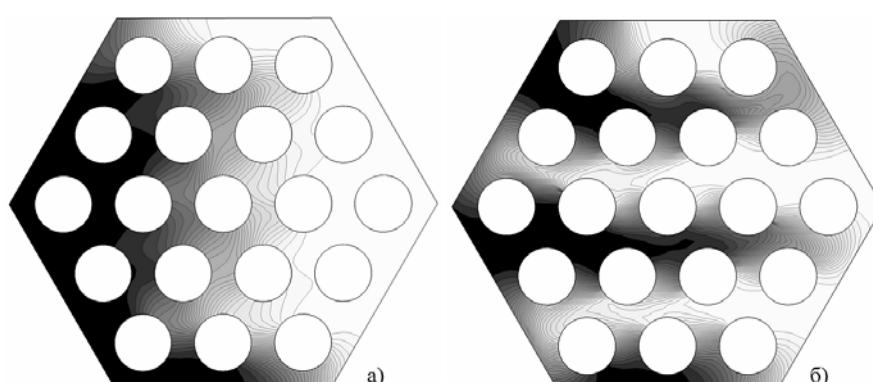


Рис. 5. Распределения температуры за модифицированными сотовыми дистанционирующими решетками при ступенчатой температурной неоднородности (тёмный цвет соответствует более высокой температуре): а) – за решеткой «закрутка вокруг твэла»; б) – за решеткой «порядная прогонка»

## ВЫВОДЫ

1. Выполнено численное исследование течения и переноса тепла в 19-стержневом пучке с модифицированными сотовыми дистанционирующими решетками конструкции ОАО «Машиностроительный завод», создающими вторичные течения типа «закрутка вокруг твэла» и «порядная прогонка». Расчеты проведены с использованием математической модели, базирующейся на осредненных уравнениях движения и энергии сплошной среды, замыкаемых нелинейной моделью турбулентной вязкости и моделью турбулентного числа Прандтля.

2. Показано, что порядковое чередование ячеек решетки, имеющих наклонные к оси стержней пуклевки, приводит к возникновению в пучке за решеткой разнонаправленных вторичных потоков между рядами стержней. Закрутка потока вокруг стержней, индуцированная решеткой, поле которой состоит из идентичных ячеек, генерирует вихревые структуры в объемах отдельных субканалов и кольцевое по-перечное течение высокой интенсивности между чехлом и периферийным рядом стержней.

3. Порядковое чередование ячеек слабо влияет на величину КГС решеток, которое при  $Re \sim 5 \cdot 10^4$  составляет для исследуемых 19-ячеистых решеток приблизительно 0,7, а при  $Re \sim 5 \cdot 10^5$  – приблизительно 0,5. Выполнена валидация результатов расчета КГС по данным аэродинамических экспериментов.

4. Интенсификация перемешивания потока модифицированными сотовыми дистанционирующими решетками анализировалась методом теплового следа при формировании на входе осесимметричной и ступенчатой температурной неоднородностей. Осесимметричная температурная неоднородность эффективно уменьшается решетками обоих типов, однако при использовании решетки типа «порядная прогонка» происходит смещение максимума температуры в направлениях вторичных течений. При ступенчатой температурной неоднородности интенсивность перемешивания, оцененная по глубине взаимного проникновения горячего и холодного потоков, выше за решеткой типа «порядная прогонка», максимальная температурная неоднородность при этом локально сохраняет свое исходное значение за обеими решетками.

5. Высокая эффективность использования модифицированных сотовых дистанционирующих решеток для выравнивания температурных неоднородностей в потоке теплоносителя может быть обеспечена установкой в пучках решеток различных типов («порядная прогонка», «закрутка вокруг твэла») или созданием направленного конвективного переноса в различных направлениях за счет поворота последовательно установленных решеток типа «порядная прогонка» на угол 60 или 120 градусов относительно друг друга.

Авторы выражают благодарность коллективу ОАО «Машиностроительный завод» за техническое обеспечение экспериментальных работ на кафедре «Ядерные реакторы и установки» МГТУ им. Н.Э. Баумана по исследованию характеристик модифицированных сотовых дистанционирующих решеток.

## Литература

1. Логвинов С.А., Безруков Ю.А., Драгунов Ю.Г. Экспериментальное обоснование теплогидравлической надежности реакторов ВВЭР. – М.: Академкнига, 2003. – 157 с.
2. Перепелица Н.И. Дистанционирующие решетки с локальными завихрителями для тепловыделяющих сборок PWR. // Атомная техника за рубежом. 2006, № 1. С. 3 – 7.
3. Перепелица Н.И. Дистанционирующие решетки со смесительными лопатками для тепловыделяющих сборок PWR. // Атомная техника за рубежом. 2006, № 2. С. 3 – 8.
4. Рыжов С.Б., Мохов В.А., Васильченко И.Н., Кобалев С.Н., Вьялицын В.В., Мальчевский

Д.В. Способ и устройство перемешивания теплоносителя в тепловыделяющих сборках ядерного реактора. / Пат. 2391725 РФ. Заявитель и патентообладатель ОАО «ОКБ Гидропресс». – № 2008138412/06; заявл. 29.09.2008; опубл. 10.06.2010.

5. Дмитриев С.М., Бородин С.С., Ершов А.Н., Легчанов М.А., Нырков Д.А., Солнцев Д.Н., Хробостов А.Е. Экспериментальные исследования эффективности перемешивания теплоносителя в обоснование выбора оптимальной конструкции ТВСА для внедрения в реакторы типа ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2009, № 1. С. 88 – 97.

6. Бабенко Ю.Н., Верещак В.Г., Иванов А.В., Одинцов Н.В., Петров И.В., Цирин С.И., Перецелица Н.И., Помелько Р.С., Солонин В.И. Структура решетки для тепловыделяющей сборки ядерного реактора. / Пат. 2389091 РФ. Заявитель и патентообладатель ОАО «Машиностроительный завод». – № 2008145619/06; заявл. 19.11.2008; опубл. 10.05.2010.

7. Крапивцев В.Г., Солонин В.И., Цирин С.И. Организация конвективного переноса в пучке твэлов за сотовыми решетками для водо-водяных энергетических реакторов. // Известия вузов. Машиностроение. 2011, № 4. С. 7 – 12.

8. Марков П.В. Интенсификация перемешивания в ТВС водоохлаждаемых реакторов сотовыми перемешивающими решетками. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2012, № 1. С. 117 – 125.

9. STAR-CCM+, version 9.04. UserGuide (руководство пользователя), CD-adapco Group, 2014.

Поступила в редакцию 01.07.2015 г.

### Авторы

Крапивцев Вениамин Григорьевич, доцент, канд. техн. наук  
E-mail: [en7@power.bmstu.ru](mailto:en7@power.bmstu.ru)

Марков Павел Владимирович, доцент, канд. техн. наук  
E-mail: [marrkov@mail.ru](mailto:marrkov@mail.ru)

Солонин Владимир Иванович, профессор, доктор техн. наук  
E-mail: [en7@power.bmstu.ru](mailto:en7@power.bmstu.ru)

UDC 621.039.517

## FLUID FLOW AND HEAT TRANSFER IN FUEL RODS ASSEMBLY WITH MODIFIED SPACER GRIDS

Krapivtsev V.G., Markov P.V., Solonin V.I.

Moscow Bauman State Technical University, 105005 Russia

### ABSTRACT

The paper considers the fluid flow and heat transfer in fuel rods assembly with modified spacer grids for light water nuclear reactors. Modified spacer grids are designed by «Mashinostroitel'nyj Zavod» (Electrostal', Russia). Cells of modified spacer grids rotate stream by corrugations, angled to the axis of cells. It's possible to generate different secondary flow down-stream the grids by compilation of grids by cells with different direction of rotation (clockwise or counterclockwise). Two types of modified spacer grids are considered: spacer grid of first type consist of similar cells and generate secondary flow like «rotation around rod»; spacer grid of second type consist of different cells and generate horizontal secondary flow between rows of rods. Investigation was performed by methods of computational fluid dynamics. Results of numerical simulations were validated with data of physical experiments. The mechanisms of secondary flows generation are described. The values of pressure drop coefficient of modified spacer grids are given. The influence of flow conditions (Reynolds number) on values of pressure drop coefficient is described. The analysis of the intensification of coolant's mixing by modified spacer grids with different boundary conditions is

described too. The conclusion about possibility of application modified spacer grids to decrease temperature non-uniformity in coolant flow due to generation of secondary flow had been done.

**Key words:** spacer grid, nuclear reactor core, fuel rod, intensification of coolant's mixing, secondary flows, computational fluid dynamics.

#### REFERENCES

1. Eksperimental'noe obosnovanie teplogidravlicheskoy nadezhnosti reaktorov VVER (Experimental substantiation of thermal-hydraulic safety of VVER). Logvinov S.A., Bezrukov Yu.A., Dragunov Yu.G. Moscow. Akademkniga Publ., 2003, 157 p. (in Russian).
2. Perepelica N.I. Distancioniruyushchie reshyotki s lokal'nymi zavirhatelyami dlya teplovodyayuschihih sborok PWR (Spacer grid with local swirls for the PWR fuel assemblies). *Atomnaya tekhnika za rubezhom*, 2006, no. 1, pp. 3 – 7 (in Russian).
3. Perepelica N.I. Distancioniruyuschie reshyotki so smesitel'nymi lopatkami dlya teplovodyayuschihih sborok PWR (Spacer grid with mixing vanes for the PWR fuel assemblies). *Atomnaya tekhnika za rubezhom*, 2006, no. 2, pp. 3 – 8 (in Russian).
4. Sposob i ustroystvo peremeshivaniya teplonositelya v teplovodyayuschihih sborkah yadernogo reaktora (method and apparatus mixing a coolant in the fuel assembly of a nuclear reactor): patent 2391725 Rossijskaya Federaciya. Ryzhov S.B., Mohov V.A., Vasil'chenko I.N., Kobalev S.N., V'jalicyn V.V., Mal'chevskij D.V. zayavitel' i patentoobladatel' OAO «OKB Gidropress». – № 2008138412/06; zayavl. 29.09.2008; opubl. 10.06.2010 (in Russian).
5. Eksperimental'nye issledovaniya effektivnosti peremeshivaniya teplonositelya v obosnovanie vybora optimal'noj konstrukcii TVSA dlya vnedreniya v reaktory tipa VVER (Experimental studies of the effectiveness of the coolant mixing in the rationale for the selection of optimal design TVSA for introduction into the reactors VVER). Dmitriev S.M., Borodin S.S., Ershov A.N., Legchanov M.A., Nyrkov D.A., Solncev D.N., Hrobostov A.E. *Izvestia vysshih uchebnyh zavedenij. Yadernaya energetika*, 2009, no. 1, pp. 88 – 97 (in Russian).
6. Struktura reshyotki dlya teplovodyayuschej sborki yadernogo reaktora (Lattice structure for a fuel assembly of a nuclear reactor): patent 2389091 Rossijskaya Federaciya. Babenko Ju.N., Vereshhak V.G., Ivanov A.V., Odincov N.V., Petrov I.V., Cirin S.I., Perepelica N.I., Pomet'ko R.S., Solonin V.I. zayavitel' i patentoobladatel' OAO «Mashinostroitel'nyj zavod». – № 2008145619/06; zayavl. 19.11.2008; opubl. 10.05.2010 (in Russian).
7. Organizaciya konvektivnogo perenosa v puchke tvelov za sotovymi reshyotkami dlya vodo-vodyanyh energeticheskikh reaktorov (Organization of convective transport in the fuel bundle for cell spacer grids for VVER). Krapivcev V.G., Solonin V.I., Cirin S.I. *Izvestija vysshih uchebnyh zavedenij. Mashinostroenie*, 2011, no. 4, pp. 7 – 12 (in Russian).
8. Intensifikacija peremeshivaniya v TVS vodoohlazhdemyh reaktorov sotovymi peremeshivajushchimi reshetkami (Intensification of coolant's mixing in fuel assemblies of water cooled reactor by mixing grids) / Markov P.V. *Izvestia vysshih uchebnyh zavedenij. Yadernaya energetika*, 2012, no. 1, pp. 117 – 125 (in Russian).
9. STAR-CCM+, version 9.04. UserGuide, CD-adapco Group, 2014.

#### Authors

Krapivtsev Veniamin Grigor'evich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: en7@power.bmstu.ru

Markov Pavel Vladimirovich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: markov@list.ru

Solonin Vladimir Ivanovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)  
E-mail: en7@power.bmstu.ru

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПОТОКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В СМЕШАННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 АЭС «ТЕМЕЛИН»

С.М. Дмитриев, Д.В. Доронков, Е.Н. Полозкова, А.Н. Пронин,

В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов

*Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева,  
603950, г. Нижний Новгород, ул. Минина, д. 24*



Представлены результаты исследований межкассетного взаимодействия теплоносителя в активной зоне реактора ВВЭР-1000 АЭС «Темелин». Изучение процессов течения теплоносителя в твэльном пучке ТВСА проводилось на аэродинамическом экспериментальном стенде. Для получения более детальной информации о гидродинамических характеристиках потока теплоносителя в качестве модели был выбран фрагмента активной зоны реактора ВВЭР-1000, состоящий из двух сегментов ТВСА-12 PLUS и одного сегмента ТВСА-Т с уголками жесткости и межкассетным пространством. Исследования гидродинамических характеристик теплоносителя заключались в измерении вектора скорости как в характерных областях ТВСА, так и в области межкассетного пространства с помощью пятиканального пневтометрического зонда. Анализ пространственного распределения проекций абсолютной скорости потока позволил детализировать картину обтекания дистанционирующих, перемешивающих и комбинированных дистанционирующих решеток ТВСА, определить области реализации максимального поперечного потока теплоносителя, глубину распространения возмущений и перераспределение расхода теплоносителя в смежных кассетах ТВСА. Результаты исследования межкассетного взаимодействия теплоносителя между соседними ТВСА используются в АО «ОКБМ Африкантов» для уточнения методики теплогидравлического расчета активных зон ядерных реакторов типа ВВЭР-1000 и включены в базу данных для верификации программ вычислительной гидродинамики (CFD-кодов) и детального поясочного расчета активной зоны реакторов ВВЭР-1000.

**Ключевые слова:** активная зона, тепловыделяющая сборка, дистанционирующие и перемешивающие решетки, межкассетное взаимодействие, гидродинамика теплоносителя.

## ВВЕДЕНИЕ

Актуальной задачей для ГК «Росатом» является увеличение доли присутствия российских компаний на международном рынке. Укрепление позиций невозможно без

© С.М. Дмитриев, Д.В. Доронков, Е.Н. Полозкова, А.Н. Пронин,  
В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов, 2015

совершенствования поставляемого оборудования, в том числе оптимизации конструкции тепловыделяющих сборок (ТВС).

АО «ОКБМ Африкантов» осуществляет разработку и проектирование ТВС для реакторов типа ВВЭР, расположенных как в России, так и за ее пределами. Одним из партнеров предприятия является чешская АЭС «Темелин», активная зона первого блока которой эксплуатируется с полной загрузкой из ТВСА-Т.

Конструкция ТВСА-Т характеризуется применением комбинированных дистанционирующих решеток (КДР), состоящих из ячейковой дистанционирующей решетки (ДР) и пластиначатой перемешивающей решетки (ПР) с размещением дефлекторов по схеме «закрутка» [1].

В настоящее время произведена частичная замена ТВСА-Т на более совершенную ТВСА-12 PLUS, которая отличается оптимизированным размещением ДР и применением ПР с размещением дефлекторов по схеме «порядная прогонка».

Поскольку оба типа ТВС являются бесчехловыми, перемешивание теплоносителя происходит не только в пределах одной кассеты, но и между соседними кассетами. Данное явление необходимо учитывать в процессе оценки и обоснования теплотехнической надежности активной зоны реактора ВВЭР, что обусловило необходимость проведения комплекса исследований межкассетного взаимодействия потока теплоносителя [2].

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД

Для исследования межкассетного взаимодействия теплоносителя в активной зоне реактора ВВЭР в НГТУ им. Р.Е. Алексеева был создан аэродинамический экспериментальный стенд, представляющий собой разомкнутый контур, через который прокачивается воздух. В состав стенда входят вентилятор высокого давления, ресиверная емкость, экспериментальная модель (ЭМ), расходомерное устройство, измерительный комплекс [3, 4]. Во время работы стендда воздух посредством вентилятора высокого давления нагнетается в ресиверную емкость, далее проходит успокоительный участок, ЭМ и выбрасывается в атмосферу.

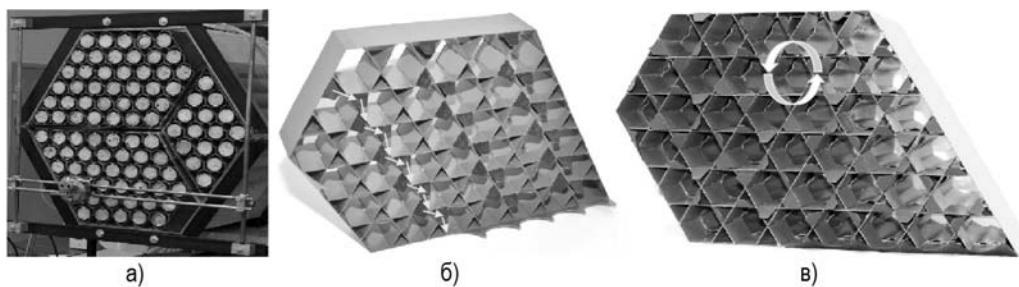


Рис. 1. Экспериментальная модель и исследуемые пояса решеток ТВС: а) – экспериментальная модель; б) – пояс ПР ТВСА-12 PLUS; в) – пояс КДР ТВСА-Т

Экспериментальная модель представляет собой фрагмент активной зоны реактора ВВЭР, включающий в себя два сегмента кассет ТВСА-12 PLUS и один сегмент ТВСА-Т с межкассетным пространством (рис. 1 а), и выполнена с соблюдением полного геометрического подобия.

Пояс перемешивающей решетки ТВСА-12 PLUS (рис. 1 б) имеет турбулизирующие дефлекторы, расположенные по схеме «порядная прогонка» [5]. Пояс КДР ТВСА-Т (рис. 1 в) снабжен турбулизирующими дефлекторами, расположенными по схеме «закрутка» вокруг твэла».

## ИЗМЕРИТЕЛЬНЫЙ КОМПЛЕКС

В состав измерительного комплекса входят пятиканальный пневмометрический зонд, блок аналоговых преобразователей давления и ЭВМ с программным обеспечением.

Измерение вектора скорости потока теплоносителя осуществлялось пятиканальным пневмометрическим зондом. Предельные отклонения проекций абсолютной скорости на оси  $X$ ,  $Y$ ,  $Z$  не превышали 7% от абсолютной скорости.

Снятие показаний с пятиканального пневмометрического зонда производилось блоком аналоговых преобразователей давления. Предел допускаемой основной погрешности данных приборов составлял  $\pm 0,25\%$ .

## ОБОСНОВАНИЕ ПРЕДСТАВИТЕЛЬНОСТИ ИССЛЕДОВАНИЙ

Важным этапом проведения экспериментальных исследований является подтверждение их представительности. Поскольку моделирование течения водяного теплоносителя осуществляется воздухом, то на основе теории подобия можно утверждать, что в области автомодельности профиль относительной скорости остается практически неизменным. Следовательно, проведение исследований межкассетного взаимодействия теплоносителя на ЭМ в зоне автомодельности позволит перенести результаты эксперимента на натурные условия течения теплоносителя в штатных активных зонах. Для этого был проведен ряд испытаний, направленных на определение режимов течения теплоносителя в ЭМ, нахождение границ зон автомодельного течения теплоносителя. Согласно полученным результатам, область автомодельного течения в ЭМ начинается при числе Рейнольдса 55000, а все исследования межкассетного взаимодействия теплоносителя проводились при числе Рейнольдса 80000 на участке стабилизированного автомодельного течения теплоносителя. На аэродинамическом стенде был экспериментально определен коэффициент гидравлического сопротивления (КГС) поясов ДР, ПР и КДР. Проведение данных работ обусловлено тем, что для обоснования представительности экспериментальных исследований требуется соблюдение равенства КГС штатных решеток и решеток ЭМ. Анализ результатов исследований КГС показывает, что выбранная конструкция и геометрические характеристики ДР, ПР и КДР в области автомодельного течения обеспечивают необходимое гидравлическое сопротивление, а полученные значения соответствуют КГС штатных решеток и составляют  $\xi_{ДР} = 0,55$ ,  $\xi_{ПР} = 0,55$ ,  $\xi_{КДР} = 1,05$ .

## МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ



Рис. 2. Схема расположения ПР, ДР и КДР в продольном сечении ЭМ: а) – верхний фрагмент твэльного пучка ТВСА; б) – нижний фрагмент твэльного пучка ТВСА

Экспериментальные исследования межкассетного взаимодействия теплоносителя между соседними ТВСА-12 PLUS и ТВСА-Т заключались в измерении локальных полей скорости пятиканальным пневмометрическим зондом. Вектор скорости измерялся в

характерной области межкассетного зазора ЭМ с расположением поясов ДР, ПР и КДР, соответствующим верхнему и нижнему фрагментам твэльного пучка ТВСА активной зоны реактора ВВЭР (рис. 2). По полученным данным была построена подробная картина течения теплоносителя.

### РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ МЕЖКАССЕТНОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В НИЖНЕМ ФРАГМЕНТЕ ТВЭЛЬНОГО ПУЧКА ТВСА-Т И ТВСА-12 PLUS

Анализ результатов экспериментальных исследований позволил сделать следующие выводы.

1. В области межкассетного пространства ЭМ перед КДР ТВСА-Т поперечный поток движется в ТВСА-12 PLUS, а перед ДР ТВСА-12 PLUS имеет обратную направленность. Значение поперечной скорости ( $W_y/W_{cp}$ ) перед КДР и ДР одинаково, и составляет 30% от среднерасходной скорости (рис. 3).

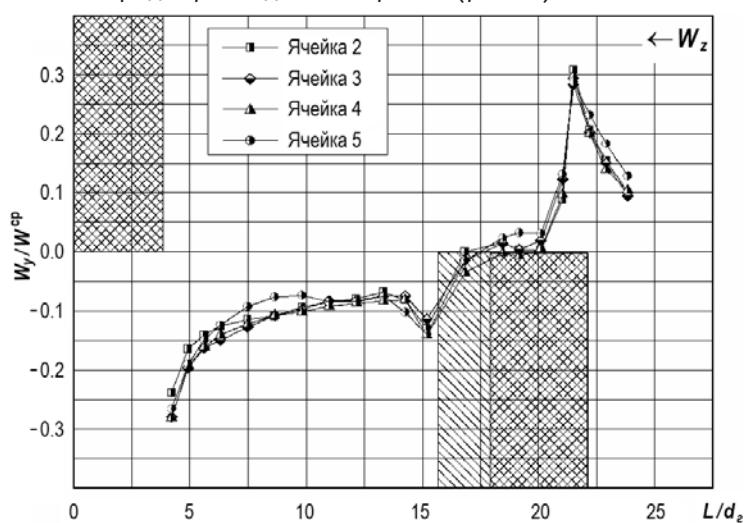


Рис. 3. Распределение относительной поперечной скорости в межкассетном пространстве

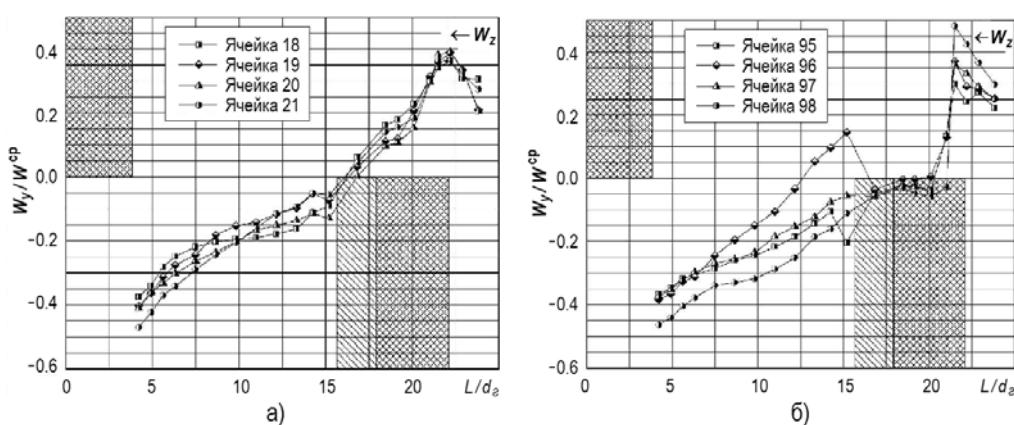


Рис. 4. Распределение относительной поперечной скорости в ряду твэлов, прилежащих к межкассетному пространству: а) – ТВСА-12 PLUS; б) – ТВСА-Т

2. В зазорах между твэлами, прилежащими к межкассетному пространству, реализуется максимальный на данном фрагменте твэльного пучка ТВСА поперечный поток теплоносителя. Поперечная скорость ( $W_y/W_{cp}$ ) перед КДР и ДР составляет

40% от среднерасходной скорости (рис. 4 а, б).

3. Глубина распространения возмущений потока теплоносителя в кассетах ТВСА-Т и ТВСА-12 PLUS, вызванных обтеканием ДР и КДР, ограничивается твэлами четвертого ряда. Данный факт говорит о том, что интенсивное перераспределение потока между соседними сегментами кассет начинается уже на входе в твэльный пучок модели.

### **РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ МЕЖКАССЕТНОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ВЕРХНЕМ ФРАГМЕНТЕ ТВЭЛЬНОГО ПУЧКА ТВСА-Т И ТВСА-12 PLUS**

Основным отличием нижнего и верхнего фрагментов твэльных пучков ТВСА является применение в ТВСА-12 PLUS перемешивающей решетки, конструкция которой предусматривает варианты расположения дефлекторов, представленные на рис. 5.

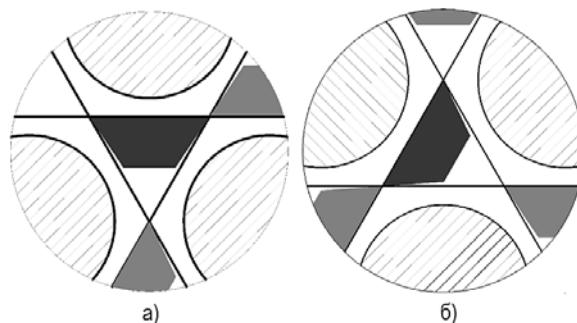


Рис. 5. Расположение дефлектора ПР в ячейке ТВСА-12 PLUS: а) – дефлектор направлен вниз; б) – дефлектор направлен вбок

Анализ экспериментальных данных позволил выявить влияние ПР на межкассетное взаимодействие теплоносителя. Было установлено следующее.

1. Перед КДР ТВСА-Т поперечный поток движется в ТВСА-12 PLUS, а перед ПР и ДР ТВСА-12 PLUS, наоборот, в ТВСА-Т. Значение поперечной скорости ( $W_y/W^{cp}$ ) в области межкассетного пространства перед КДР и ПР составляет 30% от среднерасходной скорости (рис. 6).

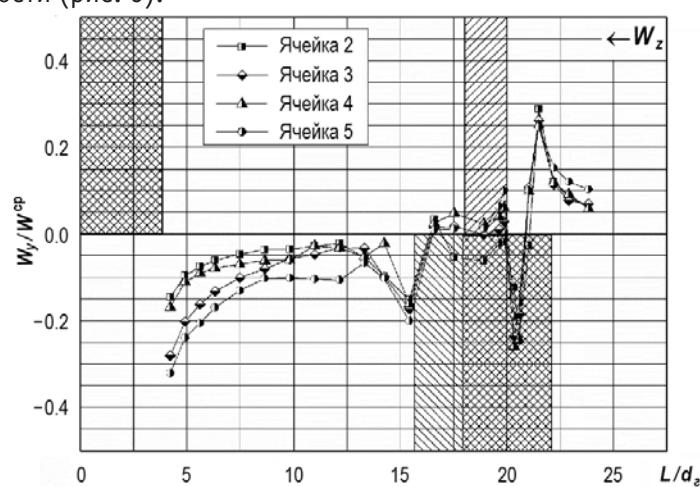


Рис. 6. Распределение относительной поперечной скорости в межкассетном пространстве

2. В областях межкассетного пространства, граничащих с ячейками ТВСА-12 PLUS, где дефлектор направлен в сторону межкассетного пространства, значение относи-

тельной поперечной скорости ( $W_y/W^{cp}$ ) достигает 30% от среднерасходной скорости, а в областях, граничащих с ячейками, где дефлектор направлен в сторону кассеты TBCA-12 PLUS, 15% от среднерасходной скорости (рис. 6).

3. В зазорах между твэлами TBCA-12 PLUS, прилежащими к межкассетному пространству, реализуется поперечный поток теплоносителя, который вызван обтеканием КДР TBCA-T. Значение поперечной скорости ( $W_y/W^{cp}$ ) перед КДР составляет 50% от среднерасходной скорости (рис. 7).

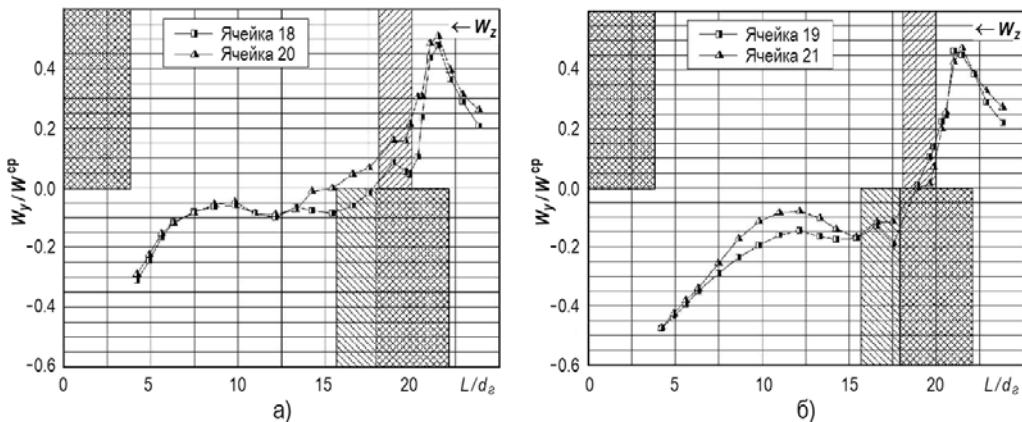


Рис. 7. Распределение относительной поперечной скорости в зазорах между твэлами TBCA-12 PLUS, прилежащими к межкассетному пространству: а) – зазор, где дефлектор направлен в сторону межкассетного пространства; б) – зазор, где дефлектор направлен в сторону кассеты TBCA-12 PLUS

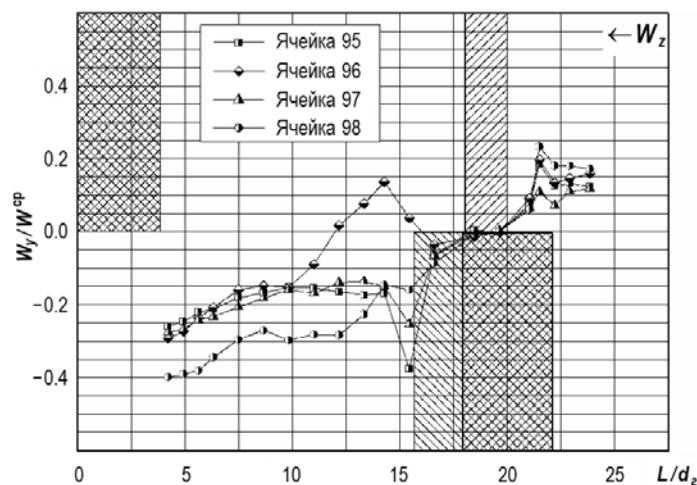


Рис. 8. Распределение относительной поперечной скорости в ряду твэлов TBCA-T, прилежащих к межкассетному пространству

4. На формирование потока теплоносителя за ПР TBCA-12 PLUS помимо поперечного потока, вызванного обтеканием ДР, оказывает влияние расположение дефлекторов ПР. В зазорах между твэлами TBCA-12 PLUS, прилежащих к межкассетному пространству, где дефлектор направлен в сторону межкассетного пространства, поперечная скорость ( $W_y/W^{cp}$ ) составляет 50% от среднерасходной скорости, а в зазорах между твэлами, где дефлектор направлен в сторону кассеты TBCA-12 PLUS, 30% от среднерасходной скорости (см. рис. 7).

5. В зазорах между твэлами TBCA-T, прилежащими к межкассетному пространству, непосредственно перед КДР реализуется поперечный поток теплоносителя, движущийся в TBCA-12 PLUS, а перед ДР TBCA-12 PLUS, наоборот, в TBCA-T. Поперечная скорость ( $W_y/W^{cp}$ )

перед КДР составляет 20%, а перед ДР 30% от среднерасходной скорости (рис. 8).

6. Глубина распространения возмущений потока теплоносителя в ТВСА-12 PLUS и ТВСА-Т при обтекании КДР ограничивается четырьмя крайними рядами твэлов, а при обтекании ДР – третьим рядом твэлов каждой из кассет, что свидетельствует об интенсивном межкассетном взаимодействии между соседними кассетами ТВСА.

7. Конструкция ПР ТВСА-12 PLUS предусматривает два варианта взаимного расположения дефлектора и зубчатого края обода ПР, организующих течение потока теплоносителя: противоположное расположение дефлектора и зубчатого края обода ПР и сонаправленное расположение дефлектора и зубчатого края обода ПР.

Анализ распределения расходов теплоносителя позволил заключить, что в областях кассеты ТВСА-12 PLUS с противоположным расположением дефлектора и зубчатого края обода ПР наблюдается уменьшение расхода теплоносителя на 10%, а в областях с сонаправленным расположением дефлектора и зубчатого края обода ПР – увеличение расхода теплоносителя на 10%.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные экспериментальные данные позволили детализировать картину обтекания потоком теплоносителя дистанционирующих и перемешивающих решеток ТВСА и сделать следующие выводы.

1. Максимальное значение поперечной составляющей вектора скорости (около 40 – 50 % от среднерасходной скорости) реализуется в зазорах между твэлами ТВСА-Т и ТВСА-12 PLUS, прилежащими к межкассетному пространству.

2. В области межкассетного пространства ТВСА-Т и ТВСА-12 PLUS значение поперечной составляющей вектора скорости не превышает 30% от среднерасходной скорости.

3. Распространение возмущений потока теплоносителя в ТВСА-Т и ТВСА-12 PLUS ограничивается четырьмя периферийными рядами твэлов, что говорит о высокой интенсивности перераспределения потока теплоносителя между соседними кассетами.

4. Уменьшение расхода теплоносителя на 10% наблюдается в областях кассеты ТВСА-12 PLUS с противоположным расположением дефлектора и зубчатого края обода ПР, а в областях с сонаправленным расположением дефлектора и зубчатого края обода ПР наблюдается увеличение расхода теплоносителя на 10%.

Полученные результаты могут быть использованы в качестве базы данных для верификации CFD-кодов и программ детального поячеенного расчета активных зон водоводяных ядерных реакторов с целью уменьшения консерватизма при обосновании теплотехнической надежности активных зон.

Работа выполнена при поддержке Министерства образования и науки РФ в рамках договора № 02.625.31.0124 от 03 декабря 2014 г. (в соответствии с Постановлением Правительства Российской Федерации от 9 апреля 2010 г. № 218).

Поступила в редакцию 21.07.2015 г.

## Литература

1. Дмитриев С.М., Зверев Д.Л., Бых О.А., Панов Ю.К., Сорокин Н.М., Фарафонов В.А. Основное оборудование АЭС с корпусными реакторами на тепловых нейтронах: учебник. – М.: Машиностроение. – 2013.
2. Баринов А.А., Бородина В.Е., Дмитриев С.М., Хробостов А.Е. К вопросу о методологии обоснования теплотехнической надежности активных зон водяных энергетических реакторов / Труды Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева. – 2014. - №2. – С. 98-108.
3. Дмитриев С.М., Бородин С.С., Легчанов М.А., Солнцев Д.Н., Сорокин В.Д., Хробостов А.Е. Экспериментальные исследования гидродинамических и массообменных характеристик по-

- тока теплоносителя в ТВСА ВВЭР // Атомная энергия. - 2012. - Т. 113. - Вып. 5. - С. 252-257.
4. Дмитриев С.М., Варенцов А.В., Добров А.А., Доронков Д.В., Самойлов О.Б., Сорокин В.Д., Хробостов А.Е. Расчетно-экспериментальные исследования локальной гидродинамики и массообмена потока теплоносителя в ТВС-Квадрат реакторов PWR с перемешивающими решетками // Теплоэнергетика. - 2014. - №8. - С. 20-27.
5. Дмитриев С.М., Бородин С.С., Легчанов М.А., Солнцев Д.Н., Сорокин В.Д., Хробостов А.Е. Особенности локальной гидродинамики и массообмена теплоносителя в ТВС реакторов ВВЭР и PWR с перемешивающими решетками // Тепловые процессы в технике. - Т. 5. - Вып. 3. - М.: Наука и Технологии. - 2013. - С. 98-107.

### Авторы

Дмитриев Сергей Михайлович, ректор, профессор, доктор техн. наук  
E-mail: dmitriev@nntu.nnov.ru

Доронков Денис Владимирович, аспирант  
E-mail: nevid000@mail.ru

Полозкова Екатерина Николаевна, магистрант  
E-mail: Polozkova-Ekaterina@yandex.ru

Пронин Алексей Николаевич, аспирант  
E-mail: proninaleksei@mail.ru.

Сорокин Владислав Дмитриевич, ассистент  
E-mail: vlad.sorokin1987@mail.ru

Хробостов Александр Евгеньевич, директор ИЯЭ и ТФ, доцент, канд. техн. наук  
E-mail: khrobostov@nntu.nnov.ru

UDC 621.039

## RESEARCHES OF HYDRODYNAMIC CHARACTERISTICS OF COOLANT IN VVER-1000 REACTOR MIXED CORE OF ATOMIC POWER STATION «TEMELIN»

Dmitriev S.M., Doronkov D.V., Polozkova E.N., Pronin A.N.,  
Sorokin V.D., Khrobostov A.E.

The Nizhny Novgorod State Technical University n.a. R.E. Alekseev  
603950, Nizhny Novgorod, Minin Str. 24

### ABSTRACT

Results of researches of interassembly interaction of coolant flow in VVER-1000 core of Atomic Power Station «Temelin». Study of coolant flow process in fuel element bundle FA has been carried out on an aerodynamic experimental rig. VVER-1000 core fragment which consists of FA-12 PLUS and FA-T with stiffening angles and interassembly gap has been chosen as a model to receive more detailed information on hydrodynamic characteristics of coolant flow. Investigations of hydrodynamic characteristics of coolant have been consisted in measuring coolant flow velocity vector as in characteristic zones areas of FA, as in interassembly gap by means of the five-channel pneumometric probe. An analysis of spatial distribution of absolute velocity flow projections allowed to specify pattern (picture) of flow-past spacer and mixing grids and combined spacer grids of FA, to determine realization zones of maximum cross-flow of coolant, depth of disturbance passage and redistribution of coolant rate in neighboring assemblies of FA. Investigation results of interassembly interaction of coolant between neighboring FAs are used in Afrikantov OKBM JSC to specify methods of hydraulic design VVER-1000 cores and have been included in a data-base for verifying

CFD codes (Computation Fluid Dynamics) and for detailed cell-wise calculation VVER-1000 reactor cores.

**Keywords:** core, FA, spacer and mixing grids, interassembly interaction, coolant hydrodynamics.

#### REFERENCES

1. Dmitriev S.M., Zverev D.L., Byh O.A., Panov Ju.K., Sorokin N.M., Farafonov V.A. Osnovnoe oborudovanie AEHS s korpusnymi reaktorami na teplovyyh nejtronah: uchebnik [The main equipment of nuclear power plants with a tank reactor with thermal neutrons]. Moscow. Mashinostroenie Publ., 2013 (in Russian).
2. Barinov A.A., Borodina V.E., Dmitriev S.M., Hrobostov A.E. K voprosu o metodologii obosnovaniya teplotekhnicheskoy nadezhnosti aktivnyh zon vodyanyh energeticheskikh reaktorov [On the issue of core cooling reliability substantiation methodology for the pressurized water reactors]. Trudy Nizhegorodskogo gosudarstvennogo tehnicheskogo universiteta im. R.E. Alekseeva. 2014, no. 2, pp. 98-108 (in Russian).
3. Dmitriev S.M., Borodin S.S., Legchanov M.A., Solncev D.N., Sorokin V.D., Hrobostov A.E. Eksperimental'nye issledovaniya gidrodinamicheskikh i massoobmennyyh harakteristik potoka teplonositelya v TVSA VVER [Experimental studies of hydrodynamic and mass-transfer properties of coolant flow in VVER fuel assemblies TVSA]. Atomnaya energiya. 2012, v. 113 (5), pp. 252-257 (in Russian).
4. Dmitriev S.M., Varencov A.V., Dobrov A.A., Doronkov D.V., Samojlov O.B., Sorokin V.D., Hrobostov A.E. Raschyotno-ehksperimental'nye issledovaniya lokal'noj gidrodinamiki i massoobmena potoka teplonositelya v TVS-Kvadrat reaktorov PWR s peremeshivayushchimi reshyotkami [Combined numerical and experimental investigations of local hydrodynamics and coolant flow mass transfer in Kvadrat type fuel assemblies of PWR reactors with mixing grids]. Teploenergetika. 2014, no. 8, pp. 20-27 (in Russian).
5. Dmitriev S.M., Borodin S.S., Legchanov M.A., Solncev D.N., Sorokin V.D., Hrobostov A.E. Osobennosti lokal'noj hidrodinamiki i massoobmena teplonositelya v TVS reaktorov VVEHR i PWR s peremeshivayushchimi reshyotkami [Features of local hydrodynamics and mass exchange of the heat-carrier in fuel rod assemblies of VVER and PWR with mixing grids]. Teplovye processy v tehnike. Moscow. Nauka i Tehnologii Publ. 2013, v. 5 (3), pp. 98-107.

#### Authors

Dmitriev Sergej Mihajlovich, Rector, Professor, Dr.Sci. (Engineering)

E-mail: dmitriev@nntu.nnov.ru

Doronkov Denis Vladimirovich, PhD Student

E-mail: nevid000@mail.ru

Polozkova Ekaterina Nikolaevna, Master Student

E-mail: Polozkova-Ekaterina@yandex.ru

Pronin Aleksej Nikolaevich, PhD Student

E-mail: proninaleksei@mail.ru

Sorokin Vladislav Dmitriyevich, Assistant

E-mail: vlad.sorokin1987@mail.ru

Khrobostov Aleksandr Evgen'evich, Director, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: hrobostov@nntu.nnov.ru

# ПАРАМЕТРИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ КОСМИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК В ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЕКТНЫХ ПЕРЕМЕННЫХ

**А.Г. Юферов, В.А. Линник, М.А. Николаев**

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского*

*249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, д. 1*



Целью работы является анализ влияния КПД и среднеэнтропийных температур на удельную массу космической энергоустановки и удельную площадь холодильника-излучателя с учетом тепловых потерь и массовых коэффициентов подсистем. В качестве инструмента параметрического анализа используются функции чувствительности удельных характеристик к вариациям проектных переменных. Показано, что функции чувствительности представляют собой критериальные соотношения, определяющие области оптимальности и подобия КЯЭУ различных типов. Для конкретизации допустимых интервалов изменения проектных переменных предложена форма записи удельных характеристик с явными взаимозависимостями как целевых функций, так и проектных переменных. Полученные результаты демонстрируют одноэкстремальную зависимость рассмотренных удельных характеристик от обобщенных проектных переменных. Это делает обоснованной постановку оптимизационной задачи по указанным критериям технического уровня КЯЭУ.

**Ключевые слова:** космические ядерные энергетические установки, параметрический анализ, функции чувствительности, критерии технического уровня.

Сравнительный анализ различных конструкций космических ядерных энергетических установок (КЯЭУ) является необходимым этапом обоснования проектных решений [1–3]. Для сравнения и оптимизации удобно использовать целевые функции в виде отношения «затраты/полезный эффект». Подобные удельные характеристики учитывают как положительные, так и негативные факторы и позволяют в одном масштабе выполнять оптимизацию и сопоставление КЯЭУ различных типов и различной мощности [4].

Применительно к оценке технического уровня КЯЭУ сегодня наиболее важными являются такие критерии, как удельная площадь холодильника-излучателя (ХИ) на единицу полезной мощности (УПХИ) и удельная масса энергоустановки на единицу полезной мощности (УМаМо). Эти целевые функции отражают как массогабаритные характеристики КЯЭУ, так и эффективность преобразования энергии. Поэтому величины УМаМо и УПХИ в значительной степени определяют возможность вывода установки в космос с помощью существующих носителей и соответствие КЯЭУ це-

левому назначению как источника энергии.

В работе параметрический анализ и оптимизация УМаMo и УПХИ рассматриваются в пространстве термодинамических параметров (в частности, КПД и среднеэнтропийных температур), которые можно представить в виде обобщённых проектных переменных (ОПП). При этом принимаются во внимание тепловые потери и массовые коэффициенты подсистем КЯЭУ, что позволяет уточнить полученные ранее результаты [5, 6] по оценке влияния термодинамических параметров на удельные характеристики. В качестве инструмента параметрического анализа используются функции чувствительности удельных характеристик к вариациям проектных переменных. Показано, что коэффициенты чувствительности могут использоваться как критериальные соотношения, определяющие области оптимальности и подобия КЯЭУ различных типов с точки зрения УМаMo и УПХИ.

При этом следует подчеркнуть, что для конструктора недостаточно получить некоторую «оптимальную» точку в пространстве проектных переменных. Для должного обоснования проекта ему необходима развернутая информация, описывающая поведение конструкции в различных точках области  $D$  допустимых значений проектных переменных. В частности, необходимо установить

- наличие и распределение экстремумов в области  $D$ ;
- стоимость достижения оптимума из точки базового проекта;
- градиенты и изолинии проектных характеристик в области  $D$ .

Как правило, подобная информация позволяет обнаружить некоторые новые закономерности в поведении целевых функций, т.е. уточнить или упростить теорию и методы расчёта в соответствующей предметной области.

Задача сканирования области проектных переменных традиционно решается посредством вариантных расчетов. При соответствующем увеличении числа рассматриваемых точек в области  $D$  и надлежащей их расстановке параметрический анализ методом вариантных расчетов превращается в эффективный алгоритм решения оптимизационных задач путем «полного перебора» [7, 8]. При этом стандартные алгоритмы поиска глобального экстремума оказываются излишними, а на первый план выступают проблемы рационального выбора точек многомерной области  $D$  и обозримого представления результатов вариантных расчетов на основе планирования вычислительного эксперимента, например, по методике ортогонального центрального композиционного планирования [7, 9]. В частности, для уменьшения размерности задачи и ограничения области  $D$  формируются некоторые функции – обобщенные проектные переменные [7], явно или опосредованно связанные с первичными проектными переменными – геометрией, размерами и параметрами материального состава изделия. Каждой точке пространства ОПП соответствует некоторая область изменения первичных проектных переменных. Подобная иерархия проектных переменных может содержать несколько уровней, обеспечивая последовательную детализацию зависимостей целевых функций от проектных переменных различных уровней. Оптимальные точки, найденные на одном уровне, определяют допустимую область поиска оптимума на детализирующем уровне.

### **УДЕЛЬНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ КЯЭУ И ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ ОПП**

В работе в качестве обобщенных проектных переменных используется ряд термодинамических параметров, в пространстве которых выполняется параметрический анализ УПХИ ( $\phi_x = F_x/N$ , где  $F_x$  – площадь излучающей поверхности ХИ,  $N$  – полезная мощность) и УМаMo ( $\gamma_{\text{э}} = G_{\text{э}}/N = G_{\text{э}}(Q_{\text{н}} \cdot \eta)$ , где  $G_{\text{э}}$  – суммарная масса КЯЭУ,  $Q_{\text{н}}$  – мощность нагревателя,  $\eta$  – реальный КПД энергоустановки). Принятый выбор проектных переменных не требует конкретизации конструкции КЯЭУ и используе-

мого термодинамического цикла, т.е. позволяет получить результаты, справедливые для любых типов КЯЭУ.

Эффективность преобразования энергии будет охарактеризована более детально, если ввести явно интенсивность тепловых потерь  $Q_h$  и записать выражение для реального КПД в виде

$$\eta = 1 - (Q_h - Q_x - Q_p) / Q_h = \eta_t - \eta_p, \quad (1)$$

где  $\eta_t = 1 - (Q_h - Q_x) / Q_h$  – КПД установки без учета потерь (термический КПД);  $\eta_p = Q_p / Q_h$  – доля тепловых потерь. Полезно также ввести в рассмотрение коэффициент идеальности  $k_{id} = 1 - \eta_p$  и коэффициент теплосброса  $r = Q_x / Q_h \equiv 1 - \eta_t$ . При  $k_{id} = 1$  в энергоустановке нет тепловых потерь помимо теплоотвода в используемом термодинамическом цикле. Коэффициент идеальности удобно применять в задачах параметрического анализа, поскольку он определяет интервал изменения реального КПД:  $0 \leq \eta \leq k_{id}$ .

Для характеристики температур холодильника и нагревателя используем среднеэнтропийные значения:  $T_x^{c3} = Q_x / (s_1 - s_2)$  – среднеэнтропийная температура холодильника;  $T_h^{c3} = Q_h / (s_1 - s_2)$  – среднеэнтропийная температура нагревателя, где  $(s_1, s_2)$  – интервал изменения энтропии в термодинамическом цикле, реализованном в энергоустановке. Отсюда следует выражение термического КПД через среднеэнтропийные температуры:

$$\eta_t \equiv (Q_h - Q_x) / Q_h = (T_h^{c3} - T_x^{c3}) / T_h^{c3}.$$

Все введенные выше величины можно трактовать как обобщенные проектные переменные. Их взаимосвязь позволяет вводить в качестве проектных переменных величины, акцентирующие внимание на закономерностях, представляющих особый интерес: общая эффективность КЯЭУ, близость реального цикла к идеальному, возможность приближения к КПД Карно, температурные закономерности и т.д.

С формально-математической точки зрения относительно любой из этих переменных допустимо искать минимум УМаМо и УПХИ в предположении постоянства значений других ОПП или с учетом их взаимосвязи. Однако для практического достижения оптимума путем реального изменения конструкции следует, очевидно, в качестве варьируемой проектной переменной выбирать ту ОПП, изменение которой может быть выражено (исходя из теории процессов, происходящих в установке) в терминах размеров, состава или формы изделия.

## СТАНДАРТИЗАЦИЯ ЦЕЛЕВЫХ ФУНКЦИЙ

Под стандартизацией целевых функций понимается их приведение к форме с явными взаимозависимостями как целевых функций, так проектных переменных. Это позволяет конкретизировать допустимые интервалы изменения переменных. Так, после некоторых преобразований УПХИ и УМаМо записываются в виде

$$\varphi_x = (k_{id} / \eta - 1) / E_x, \quad (2)$$

$$\gamma_{xy} = \varphi_x \cdot P_x + P_{pr} / \eta, \quad (3)$$

где  $E_x \equiv Q_x / F_x = \sigma \epsilon_q (T_x^{c3})^4$  – эффективность теплосброса посредством ХИ, кВт/м<sup>2</sup>;  $\sigma$  – постоянная Стефана-Больцмана;  $\epsilon_q$  – эффективная степень черноты ХИ;  $P_x \equiv G_x / F_x$  – массовый коэффициент холодильника, кг/м<sup>2</sup>;  $P_{pr} \equiv G_{pr} / Q_h$  – массовый коэффициент подсистем КЯЭУ за вычетом холодильника;  $G_{xy} = G_x + G_{pr}$ . Обратим внимание, что массовый коэффициент ХИ дан в единицах кг/м<sup>2</sup>, а массовый коэффициент прочих подсистем – в единицах кг/кВт.

На уровне детальности рассмотрения, принятом в данной работе, т.е. в рамках

соотношений (1) – (3), различные модификации энергоустановки, которые можно выполнить для минимизации УМаMo и УПХИ, отражаются в изменении соотношения величин  $Q_x, Q_h$  или температур нагревателя и холодильника. Связать конструктивные изменения с долей потерь и массовыми коэффициентами в явной математической форме, как правило, не удается. Поэтому в качестве варьируемых ОПП в данном случае естественно использовать только КПД и эффективность теплосброса, рассматривая долю потерь  $\eta_p$  и массовые коэффициенты  $P_x, P_{pr}$  как фиксированные параметры, указывающие принадлежность КЯЭУ к определенному классу. Воплощение условий минимума в реальной конструкции приводит, как правило, к изменению доли потерь  $\eta_p$  и массовых коэффициентов  $P_x, P_{pr}$ . Если эти изменения приемлемы, то оптимизация завершается. В противном случае необходимо установить условия минимума при новых значениях  $\eta_p, P_x, P_{pr}$ . Такой итерационный процесс позволяет учесть нелинейную зависимость УМаMo и УПХИ от параметров  $\eta_p, P_x, P_{pr}$ .

Как следует из приведенных выше формул, эффективность теплосброса и КПД связаны через среднеэнтропийную температуру холодильника. Чтобы «развязать» эти переменные, введем в формулы (1), (2) среднеэнтропийную температуру нагревателя  $T_h^{c3}$ . Получим следующие выражения для удельной площади холодильника и удельной массы КЯЭУ как функций реального КПД:

$$\varphi_x = 1 / [E_h (k_{id} - h)^3 \eta], \quad (4)$$

$$\gamma_{\mathcal{E}U} = \varphi_x \cdot P_x + P_{pr} / \eta. \quad (5)$$

Полученные выражения можно записать в терминах термического КПД, коэффициента теплосброса или среднеэнтропийных температур, используя линейную связь этих величин:

$$\eta = 1 - r - \eta_p = \eta_t - \eta_p = k_{id} - r = k_{id} - T_x^{c3} / T_h^{c3}. \quad (6)$$

Из (6) видно, что в процессе варьирования фигурирующих здесь проектных переменных следует соблюдать допустимые пределы варьирования: для термического КПД  $\eta_t \in [\eta_p, 1]$ ; для температуры холодильника  $T_x^{c3} < k_{id} \cdot T_h^{c3}$ ; для реального КПД и коэффициента теплосброса  $\eta, r \in [0, k_{id}]$ . Величину  $E_h = \sigma \cdot \epsilon_q \cdot (T_h^{c3})^4$  в формуле (4) условимся называть *эффективностью теплосброса при температуре нагревателя* (ЭТН), поскольку выражение для  $E_h$  аналогично формуле для эффективности холодильника  $E_x$ .

В форме (5) УМаMo является функцией шести аргументов:  $\eta_t, \eta_p, T_h^{c3}, \epsilon_q, P_x, P_{pr}$ . Параметрический анализ естественно ограничить классом ЭУ с определенной мощностью первичного нагревателя. В рассматриваемой постановке для этого достаточно зафиксировать температуру нагревателя. После этого величина  $E_h$  будет зависеть только от степени черноты холодильника. Теперь рассматриваемые удельные характеристики удобно трактовать как функции только двух проектных переменных – ЭТН  $E_h$  (или степени черноты ХИ  $\epsilon_q$ ) и КПД  $\eta$  (или  $\eta_t, r, T_x^{c3}$ ), считая остальные параметры внешними.

## ФУНКЦИИ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ ДЛЯ КРИТЕРИЕВ УМАМО И УПХИ

Стоимость достижения оптимума (например, из точки базового проекта) определяется чувствительностью используемых критериев к вариации проектных переменных. Для упрощения вместо УПХИ будем рассматривать обратную величину – мощность КЯЭУ, отнесенную к площади холодильника. Согласно формуле (4), эту удельную характеристику можно записать в виде  $n_{yd} = E_h r^3 \eta$ . Соответствующее уравнение чувствительности в относительных отклонениях

$$\delta n_{yd} = dn_{yd} / n_{yd} = \delta E_h + 3\delta r + \delta \eta.$$

Выражение для вариации УПХИ отличается только знаком:  $\delta\varphi_x = -\delta\eta_{уд}$ . Далее, поскольку  $\eta = 1 - r - \eta_{п}$ , то уравнение чувствительности для реального КПД есть

$$\delta\eta = - (1/\eta) \cdot (r \cdot \delta r + \eta_{п} \cdot \delta\eta_{п}), \quad (7)$$

и уравнение чувствительности для УПХИ детализируется следующим образом:

$$\delta\varphi_x = -\delta E_h - (3 - r/\eta) \cdot \delta r + (\eta_{п}/\eta) \cdot \delta\eta_{п}. \quad (8)$$

Соотношение (8) позволяет сделать ряд заключений о влиянии вариаций проектных переменных  $r$  (коэффициент теплосброса) и  $\eta_{п}$  (доля тепловых потерь) на удельную площадь холодильника.

Во-первых, видно, что наличие тепловых потерь всегда негативно влияет на УПХИ. Масштаб этого влияния определяется коэффициентом  $(\eta_{п}/\eta)$ , который для реальных установок близок к единице. Таким образом, можно сказать, что приближенно относительная вариация тепловых потерь приводит к такой же относительной вариации УПХИ.

Рассмотрим второе слагаемое в выражении (8). Полагая, что величина ЭТТН  $E_h$  зафиксирована, тепловые потери равны нулю или учитываются в совокупной мощности теплосброса  $Q_x$ , получим

$$\delta\varphi_x = - (3 - r/\eta) \cdot \delta r = - (3 - r/(1 - r)) \cdot \delta r.$$

Из определения коэффициента теплосброса  $r = Q_x / Q_h$  и его связи с термическим КПД следует, что величину  $r$  желательно уменьшать. Однако это не всегда благоприятно оказывается на удельной площади холодильника. Действительно, относительные вариации УПХИ и коэффициента теплообмена связаны множителем  $M = (4r - 3)/(1 - r)$ , который равен нулю при  $r = 3/4$  (т.е. при реальном КПД  $\eta = 25\%$ ). В окрестности этой точки вариации КПД не влияют на удельную площадь холодильника-излучателя.

В области  $r > 0.75$  ( $\eta < 0.25$ ) множитель  $M$  положителен. При уменьшении  $r$  уменьшается и УПХИ, что является положительным результатом, при этом увеличивается и КПД. В области  $r < 0.75$  ( $\eta > 0.25$ ) множитель  $M$  отрицателен, в таком случае при уменьшении  $r$  величина  $\delta r < 0$ , так что  $\delta\varphi_x > 0$ , т.е. УПХИ увеличивается, что нежелательно. Таким образом, находясь в области  $\eta < 0.25$ , можно выполнять оптимизацию КЯЭУ и по критерию увеличения реального КПД, и по критерию минимизации УПХИ, не вступая в противоречие. Отметим, что эта область КПД характерна для большинства типов современных КЯЭУ.

Для удельной массы КЯЭУ из (5) получаем в абсолютных отклонениях:

$$d\gamma_{Эy} = P_x d\varphi_x + \varphi_x dP_x + dP_{пр} / \eta - (P_{пр} / \eta^2) d\eta$$

или через относительные вариации проектных переменных:

$$d\gamma_{Эy} = P_x \varphi_x \cdot (\delta\varphi_x + \delta P_x) + P_{пр} / \eta \cdot (dP_{пр} - \delta\eta).$$

Применив соотношения (7), (8), получим

$$d\gamma_{Эy} = P_x \varphi_x \cdot (\delta P_x - \delta E_h) + (P_{пр} / \eta) \cdot \delta P_{пр} + (\gamma_{Эy} \eta_{п} / \eta) \cdot \delta\eta_{п} - [3P_x \varphi_x - (\gamma_{Эy} r / \eta)] \cdot \delta r. \quad (9)$$

Последняя формула позволяет оценить влияние вариаций проектных переменных на удельную массу. Так, видно, что вариации  $\delta P_x$ ,  $\delta E_h$  весят одинаково, но дают противоположный вклад в вариацию удельной массы. Следовательно, для снижения удельной массы путем увеличения мощности КЯЭУ или повышения температуры нагревателя (что отразится в увеличении абсолютного значения  $\delta E_h$ ) заведомо необходимо, чтобы массовый коэффициент холодильника увеличился на меньшую долю, чем величина ЭТТН  $E_h$ .

Влияние прочего оборудования на УМаMo характеризует вариация массового коэффициента  $\delta P_{\text{пр}}$ . Обычно эта вариация анализируется при оптимизации состава полезной нагрузки. Ее коэффициент влияния равен  $P_{\text{пр}} / \eta$ , так что при низких КПД вклад  $\delta P_{\text{пр}}$  в вариацию  $d\gamma_{xy}$  может стать весьма существенным. Влияние тепловых потерь на УМаMo аналогично рассмотренной выше ситуации с УПХИ. Относительные вариации  $\delta\gamma_{xy}$  и  $\delta\eta_p$  связаны коэффициентом влияния  $\eta_p/\eta$ .

В предположении постоянства прочих проектных переменных из (9) получаем следующее соотношение, связывающее относительные вариации коэффициента теплосброса и УМаMo:

$$d\gamma_{xy} = [(r/\eta) - 3\gamma_x] \cdot \delta r. \quad (10)$$

Введение относительной массы холодильника  $g_x = G_x / G_{xy}$  приводит к тому, что коэффициент влияния

$$C = [(r/\eta) - 3\gamma_x] \quad (11)$$

не зависит от абсолютных масс, температур и мощностей, реализованных в энергостановке. Следовательно, полученные соотношения (10), (11) справедливы для любых классов КЯЭУ, имеющих в качестве подсистемы холодильник-излучатель. Подчеркнем, что при выводе соотношения (10) не использовались какие-либо упрощающие предположения.

Если тепловые потери включить в общий теплосброс, т.е. не разделять основной холодильник и систему терморегулирования, то соотношение (10) запишется в виде

$$d\gamma_{xy} = [r/(1-r) - 3\gamma_x] \cdot \delta r. \quad (12)$$

Этот случай можно трактовать и как отсутствие потерь, т.е. рассматривать КЯЭУ как идеальную.

Уравнение (12) позволяет проанализировать влияние вариации коэффициента теплосброса на вариацию удельной массы в координатах  $(r, \gamma_x)$ .

Здесь коэффициент чувствительности  $C = [r/(1-r) - 3\gamma_x]$  положителен в области  $\gamma_x < r/[3(1-r)]$ . В этой области уменьшение коэффициента теплосброса (отрицательная вариация  $\delta r$ ) приводит к уменьшению удельной массы. Реальный КПД при этом возрастает. В области  $\gamma_x > r/[3(1-r)]$  удельная масса уменьшается с увеличением коэффициента теплообмена (отрицательный коэффициент чувствительности и положительная вариация  $\delta r$ ). Однако при этом падает КПД. Минимум УМаMo достигается, очевидно, на линии  $\gamma_x = r/[3(1-r)]$ .

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Выполнен параметрический анализ двух критериев технического уровня космических энергостановок: удельной массы КЯЭУ (удельной массы на единицу полезной мощности – УМаMo) и удельной площади холодильника-излучателя (удельной площади ХИ на единицу полезной мощности – УПХИ). Параметрический анализ проводился в терминах обобщенных проектных переменных, в качестве которых использовался КПД и такие связанные с КПД проектные переменные, как коэффициент теплосброса и среднеэнтропийные температуры.

2. Показана тесная взаимосвязь УМаMo и УПХИ. Определенная детализация исконых зависимостей достигнута путем введения массовых коэффициентов холодильника и прочего оборудования, а также доли тепловых потерь. В процессе анализа эти величины рассматривались как внешние фиксированные параметры. Нелинейная зависимость целевых функций от этих параметров учитывается посредством итерационной процедуры поиска оптимума УМаMo, уточнения массовых коэффици-

ентов для оптимальной конструкции, корректировки значения оптимума и повторения этих операций до получения приемлемых значений.

3. Полученные результаты демонстрируют одноэкстремальную зависимость рассмотренных удельных характеристик от обобщенных проектных переменных. Это делает обоснованной постановку оптимизационной задачи по этим критериям, т.е. вывод условий минимума УМамо и УПХИ.

4. Для оценки «весомости» проектных переменных выведены коэффициенты чувствительности критериев УМамо и УПХИ, характеризующие линеаризованную связь между вариациями критериев и проектных переменных. Коэффициенты чувствительности задают направление к точке оптимума и поэтому широко используются в различных алгоритмах оптимизации. Однако, как показано в работе, непосредственный анализ коэффициентов чувствительности может дать конструктору более содержательную информацию, чем поиск единственной оптимальной точки.

5. Использованные в качестве проектных переменных величины являются весьма общими и во многих случаях сами выступают как оптимизируемые критерии. В частности, при прочих равных условиях всегда желательна максимизация КПД. Из анализа функций чувствительности получено, что возможна одновременная оптимизация по КПД и УМамо в области значений реального КПД  $\eta < 0.25$ , которая характерна для большинства типов современных КЯЭУ.

6. Современные КЯЭУ находятся далеко от области минимума УМамо. В этом смысле УМамо не является достаточно содержательным критерием совершенства КЯЭУ. Тем не менее, его анализ позволяет найти некоторые закономерности, определяющие возможные направления совершенствования конструкции в терминах вариации КПД и среднеэнтропийных температур. Получение более практических рекомендаций требует привязки найденных соотношений к конкретным термодинамическим циклам и конструкциям КЯЭУ. Для этого необходимо получение явных зависимостей КПД, среднеэнтропийных температур и массовых коэффициентов от первичных проектных переменных, определяющих геометрию и материальный состав узлов и элементов КЯЭУ.

### **Литература**

1. Квасников Л.А., Белик А.А. Выбор основных параметров энергетической установки и её систем. М.: МАИ, 1986.
2. Романов А.В. Теория комплексной оптимизации проектирования космических аппаратов с ядерными термоэмиссионными энергетическими установками. СПб.: НПО «Профессионал», 2010.
3. Забудько А.Н., Линник В.А., Раскач Ф.П. Сравнение и анализ характеристик термоэмиссионных реакторов-преобразователей различного типа для космических ЯЭУ. Препринт ФЭИ-3025. Обнинск, 2004.
4. Линник В.А., Пупко В.Я., Раскач Ф.П., Юферов А.Г. Методика оценки технического уровня космических ЯЭУ. Препринт ФЭИ-2115. Обнинск, 1990.
5. Калафати Д.Д. Анализ параметров термодинамических циклов космических ядерных энергетических установок. // Атомная энергия, 1967, т. 22, вып. 6. С. 432-439.
6. Кокорев Л.С., Харитонов В.В. Теплогидравлические расчеты и оптимизация ядерных энергетических установок. М.: Энергоатомиздат, 1986.
7. Юферов А.Г., Овчаренко М.К., Бологоев П.М. Теория возмущений первого порядка в задаче организации вариантных нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов. Препринт ФЭИ - 2850. Обнинск, 2000.
8. Юферов А.Г., Николаев М.А. Алгоритмы организации вариантных проектных расчетов. // Научно-технический вестник Поволжья, 2013, вып.6. С. 388-393.
9. Ионкин В.И. Нейтронно-физические характеристики реакторов космических устано-

вок: автореф. дисс. д-ра техн. наук. Обнинск, 2001.

Поступила в редакцию 28.01.2014 г.

**Авторы**

Юферов Анатолий Геннадьевич, начальник отдела

E-mail: anatoliy.yuferov@mail.ru

Линник Владимир Александрович, ведущий научный сотрудник

Николаев Максим Александрович, аспирант

E-mail: ba-by@yandex.ru

UDC 629.7

## **PARAMETRIC ANALYSIS OF SPACE NUCLEAR POWER PLANTS IN THERMODYNAMIC DESIGN VARIABLES**

Yuferov A.G., Linnik V.A., Nikolaev M.A.

JCS State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering.

1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### **ABSTRACT**

The purpose of the work is to analyze the influence of the efficiency and the temperatures on a specific mass of space power plant and a specific area of cooler-radiator with taking into account the heat losses and mass subsystems. As a tool for parametric analysis the sensitivity function of the specific characteristics to a variation of design variables is used. It is shown that the sensitivity function can be used as a criterion defining the area of optimality and similarity of the SNPS different types. To specify allowable ranges of design variables the form of the specific characteristics with the clear interdependencies of the objective functions and design variables is proposed. These results demonstrate the uniextremal dependence of specific characteristics of the generalized design variables. It makes valid statement of optimization problem under these criteria of technical level SNPS.

**Key words:** space nuclear power plants, parametric analysis, sensitivity function, criteria of technical level.

### **REFERENCES**

1. Kvasnikov L.A., Belik A.A. *Vybor osnovnyh parametrov energeticheskoy ustanovki i ego system* [Selection of the main parameters of the power plant and its systems]. Moscow, MAI Publ. 1986. 50 p. (in Russian).
2. Romanov A.V. *Teoriya kompleksnoy optimizacii proektirovaniya kosmicheskikh apparatov s yadernymi termoemissionnymi energeticheskimi ustanovkami* [The theory of complex optimization of the design of spacecraft with nuclear power plants thermionic]. SPb., NPO «Professional». 2010. 474 p. (in Russian).
3. Zabud'ko A.N., Linnik V.A., Raskach F.P. *Sravnenie i analiz harakteristik termoemissionnyh reaktorov-preobrazovateley razlichnogo tipa dlja kosmicheskikh YaEU*: Preprint GNC RF-FEI-3025. [Comparison and analysis of a thermionic converter reactor for various types of space nuclear power]. Obninsk, FEI Publ., 2004 (in Russian).
4. Linnik V.A., Pupko V.Ya., Raskach F.P., Yuferov A.G. *Metodika ocenki tekhnicheskogo urovnja kosmicheskikh YaEU*: Preprint GNC RF-FEI-2115. [Methodology to evaluate the technical level of space nuclear power]. Obninsk, FEI Publ., 1990 (in Russian).
5. Kalafati D.D. *Analiz parametrov termodinamicheskikh ciklov kosmicheskikh yadernyh*

- energeticheskikh ustanovok [Analysis of the parameters of thermodynamic cycles of space nuclear power plants]. *Atomic Energy*. 1967, v. 22, no. 6, pp. 432–439.
6. Kokorev L.S., Haritonov V.V. *Teplogidravlichеские расчеты и оптимизация ядерных энергетических установок* [Thermal-hydraulic calculations and optimization of nuclear power plants]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1986. 248 p. (in Russian).
7. Yuferov A.G., Ovcharenko M.K., Bologov P.M. *Teoriya vozmušhenij pervogo porjadka v zadache organizacii variantnyh nejtronno-fizicheskikh raschetov yadernyh reaktorov*: Preprint GNC RF-FEI-2850. [First-order perturbation theory in the problem of the organization of neutron-physical calculations variants of nuclear reactors]. Obninsk, FEI Publ., 2000 (in Russian).
8. Yuferov A.G., Nikolaev M.A. *Algoritmy organizacii variantnyh proektnyh raschetov* [Algorithms for organization of the variant design calculations]. *Nauchno-tehnicheskiy vestnik Povolzh'ya*. 2013, no. 6, pp. 388–393 (in Russian).
9. Ionkin V.I. *Neytronno-fizichеские характеристики reaktorov kosmicheskikh ustanovok*. Avtoref. diss. dokt. tekhn. nauk [Neutron-physical characteristics of the reactor space installations. Dr. tech. sci. diss.]. Obninsk, 2001. 65 p. (in Russian).

### Authors

Yuferov Anatoliy Gennad'yevich, Head of Department

E-mail: anatoliy.yuferov@mail.ru

Linnik Vladimir Aleksandrovich, Leading Researcher

Nikolaev Maxim Aleksandrovich, PhD Student

E-mail: ba-by@yandex.ru

# ГАЗООХЛАЖДАЕМЫЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР С ТОРИЕВЫМ ТОПЛИВОМ НА ОСНОВЕ ТОПЛИВНОГО БЛОКА УНИФИЦИРОВАННОЙ КОНСТРУКЦИИ

И.В. Шаманин\*, С.В. Беденко\*, Ю.Б. Чертков\*, И.М. Губайдулин\*\*

\*Национальный исследовательский Томский политехнический университет.  
634050, г. Томск, проспект Ленина, 2

\*\*Российский федеральный ядерный центр, Всероссийский научно-исследова-  
тельный институт экспериментальной физики.  
607188, г. Саров, проспект Мира, 37



Проводимые в России научные исследования по реализации новой технологической платформы опираются на идеи расширенного воспроизводства топлива в замкнутом топливном цикле и физические принципы реакторов на быстрых нейтронах. Под новую технологическую платформу подпадают также инновационные проекты реакторных установок малой мощности. Перспективным направлением в этой сфере развития ядерной энергетики являются высокотемпературные газоохлаждаемые ядерные реакторы с ториевым топливом, обладающие свойствами транспортабельности, заводским изготовлением, малым временем монтажа и способностью работать длительное время без перегрузки. Именно такие маломощные ядерные реакторы, доведенные до коммерческого конкурентоспособного уровня, должны составить основу региональной энергетики России. Цель работы – разработка концепции ториевой маломощной безопасной ядерной энергетической установки на основе топливного блока унифицированной конструкции.

Исследования и численные эксперименты выполнены с привлечением верифицированных расчетных кодов программ серии MCU-5, современных библиотек оцененных ядерных данных (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0, РОСФОНД, БРОНД, БНАБ и др.) и многогрупповых приближений.

В работе проведен анализ информационных материалов об использовании тория как топливного элемента в реакторных установках нового поколения и его дальнейших перспективах. Представлены результаты первого этапа нейтронно-физических исследований 3D-модели высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой реакторной установки на основе топливного блока унифицированной конструкции. Расчетная 3D-модель разработана с использованием кода программ серии MCU-5. По результатам сравнений нейтронно-физических характеристик рассматриваемых вариантов выбрано несколько оптимальных компоновок активной зоны реактора, ориентированных на создание малых модульных ядерных энергетических установок мощностью до 60 МВт. Для выбранных компоновок активной зоны приведены результаты расчетов запаса реактивности реактора, распределение потока нейтронов и энерговыделения.

**Ключевые слова:** торий, газоохлаждаемый ядерный реактор, топливный блок унифицированной конструкции, расчетная 3D-модель.

## СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ

Сегодня во многих странах принимаются программы развития ядерной энергетики. В России принята федерально-целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 гг. и на перспективу до 2020 г.». В основе этой программы лежит новая технологическая платформа – замкнутый ядерный топливный цикл (ЯТЦ) и реакторы на быстрых нейтронах.

Под новую технологическую платформу подпадают исследования, направленные на разработку ядерных технологий, способных обеспечить полное вовлечение в топливный цикл природного урана и тория. В первую очередь, это технологии замкнутого ЯТЦ и реакторов на быстрых нейтронах (реакторы типа БН-600,-800,-1200), а также инновационные проекты перспективных типов реакторных установок и ядерных энергетических установок (ЯЭУ) малой мощности (10 – 100 МВт).

В последние годы был представлен целый спектр разработок в сфере маломощных ЯЭУ. Наиболее проработанными проектами являются малый модульный реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением, созданный японской компанией Toshiba, и конструкция ARC-100, продвигаемая на рынок американской компанией Advanced Reactor Concepts.

В России к достаточно проработанным и оформленным концепциям быстрых реакторов, по мощности подпадающих под категорию маломощных ЯЭУ, относится опытно-демонстрационный блок БРЕСТ-300-ОД [1, 2], планируемый к пуску на ОАО «Сибирский химический комбинат» к 2020 г., который станет новым звеном перспективной модели замкнутого ЯТЦ в России.

Другим направлением развития в малой модульной нише являются высокотемпературные и сверхвысокотемпературные ЯЭУ. По этому направлению был представлен целый ряд дизайнов и детально проработанных проектов с температурами в примерном диапазоне от 900 до 1200°С, из которых наиболее перспективными являются высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР) [3 – 9]. Технология ВТГР благодаря уникальным свойствам в части безопасности и экологичности может обеспечить комплексное энергоснабжение электричеством и теплом, в том числе решить актуальную проблему экономически эффективного производства водорода [4, 7, 9].

Очевидно, что маломощные ЯЭУ не являются оригинальной идеей, однако проекты по созданию на их основе реакторных установок с торийсодержащим топливом являются перспективным направлением в ядерной энергетике. Кроме того, для России рынок ториевых ЯЭУ малой мощности может стать потенциально благоприятным и приоритетным в региональной энергетике.

Цель исследования – разработка концепции ториевой маломощной безопасной ЯЭУ на основе топливного блока унифицированной конструкции.

Осуществление концепции предполагает, что при ее реализации будут приняты во внимание все новые знания, полученные в области реакторостроения и в физике нейтронов. Разработка концепции позволит приступить к комплексу работ, результатом которых станет проект высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой реакторной установки (ВТГРУ) и дальнейшая коммерциализация.

## АНАЛИЗ ИНФОРМАЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ОБ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ТОРИЯ КАК ТОПЛИВНОГО ЭЛЕМЕНТА В ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВКАХ

Изучение имеющейся расчетной и экспериментальной информации (Evaluated Nuclear Structure Data File (ENDSF), Experimental Nuclear Reaction Data (EXFOR)) о резонансном поглощении нейтронов ядрами тория и урана позволило констатировать существование одной важной особенности. В интервале энергий нейтронов от 4 до 30 эВ при вза-

имодействии последних с ядрами  $^{238}\text{U}$  наблюдаются два достаточно мощных резонанса с амплитудами около 11 000 и 8 000 б в зависимости сечения поглощения от энергии. При взаимодействии нейтронов с ядрами  $^{232}\text{Th}$  в этом же интервале энергий тоже имеется резонанс (около 300 б), но его амплитуда пренебрежимо мала по сравнению с резонансами в случае  $^{238}\text{U}$ . Эта особенность позволила объяснить обнаруженный нами в численных экспериментах важный факт. Он состоит в том, что при замене в оксидной топливной композиции  $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$  сырьевого  $^{238}\text{U}$  на сырьевой  $^{232}\text{Th}$  значительно (до пяти раз) увеличивалось оптимальное отношение объема воды (замедлителя) к объему топлива в размножающей системе из стержневых тепловыделяющих элементов (твэлов) диаметром до 12 мм. Численные эксперименты были выполнены в Институте исследований безопасности и реакторных технологий (ISR-2) исследовательского научного центра Forschungszentrum Julich (Германия, г. Юлих, 1998 – 1999 гг.). В этих исследованиях изучалась физика реакторной установки типа ВВЭР, работающей в длинных и сверхдлинных кампаниях топлива (до 10 лет) на основе тория, высокообогащенного урана и плутония [10].

В ходе дальнейших численных исследований [11, 12] и экспериментов (работы выполнены на базе исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т, уникальный id работ RFMEFI59114X0001) обнаружена еще одна особенность (аномалия) в зависимости резонансного поглощения от отношения объема замедлителя к объему топлива в мультилиптирующей торийсодержащей системе  $\{(m\%\text{U}, n\%\text{Th})\text{O}_2, (m\%\text{Pu}, n\%\text{Th})\text{O}_2\}$ , работающей в тепловом спектре нейтронов. Эта аномалия состоит в том, что при фиксированном значении характерного размера ядерного топливного элемента в определенном интервале изменения отношения объема замедлителя к объему топлива ( $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}}$ ) наблюдается резкий рост резонансного поглощения нейтронов. В этом интервале резонансное поглощение для урановой системы в три и более раз превосходит таковое для ториевой. Численные эксперименты были выполнены для мультилиптирующих систем с легководным и графитовым замедлителями. Особенно четко аномалия проявляется в случае графита при характерных размерах топливного керна 300 – 400 мкм [4, 11 – 13].

Значительно меньшее резонансное поглощение в случае, когда сырьевым нуклидом является  $^{232}\text{Th}$ , обеспечивает два важных преимущества. Первое – сильный внутренний блок-эффект в распределении плотности потока эпитетловых нейтронов по объему топливного керна, приводящий к поглощению замедляющихся нейтронов в относительно тонких периферийных слоях, в ториевой системе значительно ниже. В результате интегральное количество делений в ядерном топливном элементе при неизменных его размерах возрастает. Это обеспечивает значительное повышение эффективности использования топлива, в том числе за счет возрастания длительности кампании. Второе – значительно большее количество замедлителя в ториевой системе. Это обеспечивает значительное увеличение тепловой инерции со всеми вытекающими из этого преимуществами в части безопасности и надежности [4, 8, 10, 13 – 15].

Численные исследования и эксперименты проводились для топливных композиций, в которых плутоний или высокообогащенный по  $^{235}\text{U}$  уран выполняли функцию запала в стартовой загрузке активной зоны ЯЭУ, т.е. изучалась физика топливной композиции и ЯЭУ в ЯТЦ нового поколения. В частности, в случае композиции  $(m\%\text{Pu}, n\%\text{Th})\text{O}_2$  это был торий-плутониевый топливный цикл с предельно возможными глубинами выгорания делящихся изотопов плутония, образующихся и одновременно с этим выгорающих в течение кампании ядерного топлива.

Полученные результаты и особенности резонансного поглощения нейтронов, обнаруженные в мультилиптирующих решетках с торием, указывают на целесообразность пересмотра традиционных конструкционных решений, принятых для решеток, в том случае, если сырьевым нуклидом в них является  $^{232}\text{Th}$ .

Работы, выполненные в рамках трех государственных контрактов (Государственный контракт № П777, 2010 г.; Соглашение № 14.B37.21.0473, 2012 г.; Соглашение № 14411.9990019.05110, 2014 г.), позволили пересмотреть ряд конструкционных решений для мультилиплицирующих решеток с торием. Проведена оптимизация геометрических характеристик твэлов и состава ядерного топлива, в том числе размеров частиц и покрытий микротоплива (микротопливо), диспергированного в графит топливных блоков высокотемпературной газоохлаждаемой реакторной установки, работающей в ЯТЦ с предельной глубиной выгорания. Полученные научные результаты и решения позволили приступить к комплексным нейтронно-физическими расчетам ВГТРУ.

## **РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ГАЗООХЛАЖДАЕМОЙ ТОРИЕВОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ**

Конструктивные решения, принятые для ВГТРУ, и необходимые для сравнения нейтронно-физические характеристики определили расчетную модель реактора и степень детализации элементов активной зоны.

Расчетная модель ВГТРУ создана с помощью программы MCU-5 [16]. Геометрический модуль программы MCU-5 позволяет моделировать 3D-системы с геометрией любой сложности, используя комбинаторный подход, основанный на описании сложных систем комбинациями элементарных тел и поверхностей. Созданы детальные модели топливных таблеток (ТТ) с гетерогенным заданием топливных кернов, тепловыделяющих сборок (ТВС) и активной зоны (АЗ) ВГТРУ. Температура всех элементов АЗ и отражателя принята равной 1000°C. При разработке расчетной модели использовались реализованные в MCU-5 возможности описания сложных геометрических объектов, содержащих повторяющиеся элементы, с помощью сетей и решеток.

**Топливная таблетка и топливный керн.** Микротопливо представляет собой керн из делящегося материала с покрытием, диспергированный в графитовую матрицу цилиндрических ТТ, которые размещаются в АЗ ВГТРУ. В качестве делящегося материала (тяжелого металла) использовались Ru и  $^{232}\text{Th}$ , взятые в разных пропорциях. Микротопливо имеет два слоя покрытия: 1 – углерод пиролитический (РуС) с плотностью 1,9 г/см<sup>3</sup>, 2 – карбид кремния (SiC) с плотностью 3,20 г/см<sup>3</sup>. Конфигурации керна, покрытий и ТТ (рис. 1) выбраны на основании исследований, полученных в работах [4, 6, 8, 10 – 15].

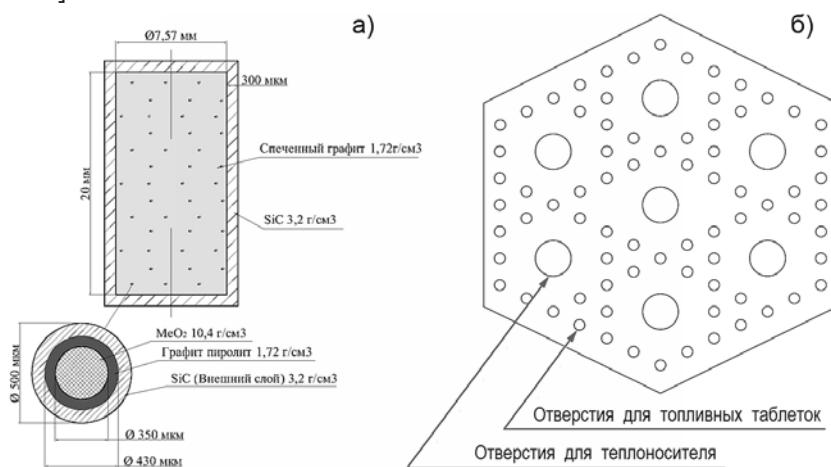


Рис. 1. Расчетная модель тепловыделяющей сборки ВГТРУ: а) – топливная таблетка ВГТРУ типа 0500 и 1000; б) – тепловыделяющая сборка ВГТРУ

Так как покрытия микротоплива выполнены из материалов, сечения которых не име-

ют существенных резонансных пиков, то для упрощения расчетов использован метод частичной гомогенизации. В этом приближении покрытия топливного керна гомогенизируются с графитовой матрицей. Допустимость гомогенизации покрытий подтверждена в [3, 5, 17], гомогенизация самого топливного керна является недопустимым приближением и вызывает заметные отклонения  $k_{eff}$  (до 7 – 8%) от более точного моделирования [5, 6] и экспериментальных результатов [17].

В расчетах рассмотрены три типа ТТ ВГТРУ. Конструкционные характеристики ТТ типа 0500 и 1000 (см. рис. 1): диаметр 8,17 мм (с покрытием из SiC); высота 20,6 мм (с покрытием из SiC); объем 1080 мм<sup>3</sup>. ТТ типа 2000: диаметр 12 мм (с покрытием из SiC); высота 20,6 мм (с покрытием из SiC); объем 2330 мм<sup>3</sup>. Детальная классификация рассматриваемых типов ТТ приведена в табл. 1.

Таблица 1

#### Классификация топливных таблеток ВГТРУ

Тип топливной таблетки	Объем топлива, мм <sup>3</sup>	Объем графита, мм <sup>3</sup>	Объем SiC, мм <sup>3</sup>	Масса металла, г
0500	11,22	877,01	191,70	0,1027
1000	22,45	853,87	203,60	0,2055
2000	44,89	1948,87	336,04	0,4109

В зависимости от состава тяжелого металла в ТТ рассматриваются ТВС типа XXXXB и XXXXZ. ТВС типа XXXXB (ТВС первого типа): Pu – 10 %,  $^{232}Th$  – 90 %. ТВС типа XXXXZ (ТВС второго типа): Pu – 50%,  $^{232}Th$  – 50%. Варианты изотопного состава Pu в ТТ приведены в табл. 2.

Таблица 2

#### Изотопный состав плутония в топливных таблетках ВГТРУ

Вариант изотопного состава Pu	$^{238}Pu$ , %	$^{239}Pu$ , %	$^{240}Pu$ , %	$^{241}Pu$ , %	$^{242}Pu$ , %
1	1,8	59	23	12,2	4
2	0	94	5	1	0

Например, ТВС 0500Z2 (ТВС второго типа) состоит из ТТ типа 0500 (см. табл. 1) со вторым изотопным составом Pu (см. табл. 2). Топливная таблетка: объем топлива ( $MeO_2$ ) – 11,22 мм<sup>3</sup>; объем графита – 877,01 мм<sup>3</sup>; объем SiC – 191,71 мм<sup>3</sup>; масса тяжелого металла – 0,1027 г. Процентное содержание тяжелого металла, %: Pu – 50,  $^{232}Th$  – 50. Изотопный состав плутония, %:  $^{238}Pu$  – 0,  $^{239}Pu$  – 94,  $^{240}Pu$  – 5;  $^{241}Pu$  – 1;  $^{242}Pu$  – 0.

**Тепловыделяющая сборка.** Шестигранный графитовый блок с размером «под ключ» 200 мм; 78 отверстий диаметром 8,2 мм для ТТ типа 0500 и (или) 1000, 12 мм для ТТ типа 2000; 7 отверстий диаметром 24 мм для прохода газообразного теплоносителя (гелия) (см. рис. 1).

**Активная зона.** Активные зоны набирались из указанных ТВС двумя способами (рис. 2):

- малая АЗ состоит из 91 ТВС с высотой топливосодержащей части 2400 мм, окруженная двумя рядами графитовых блоков без отверстий; снизу и сверху активная зона окружена графитом толщиной 300 мм;

- большая АЗ состоит из 127 ТВС с высотой топливосодержащей части 2000 мм или 2400 мм, окруженная двумя рядами графитовых блоков без отверстий; снизу и сверху

активная зона окружена графитом толщиной 300 мм.

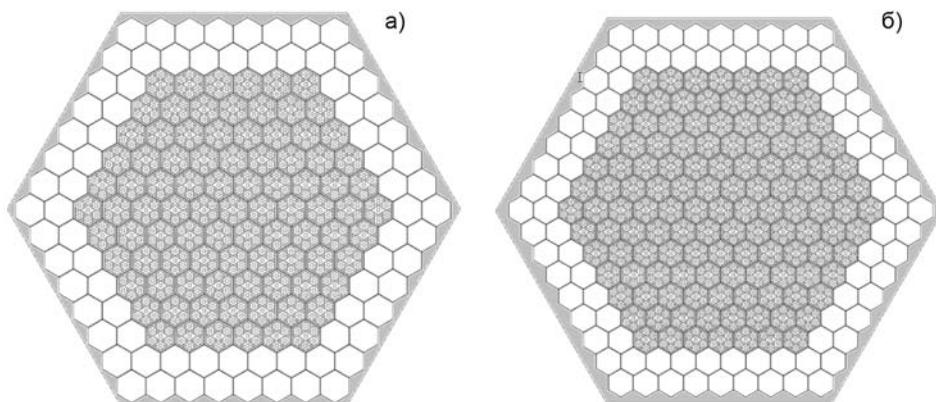


Рис. 2. Расчетная модель активной зоны ВГТРУ: а) – малая активная зона реактора с отражателем; б) – большая активная зона реактора с отражателем

### НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ГАЗООХЛАЖДАЕМОЙ ТОРИЕВОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

Нейтронно-физические расчеты проведены с использованием расчетного кода программы MCU, созданной в РНЦ «Курчатовский институт». Программа MCU-5 предназначена для прецизионного моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных в любых реакторах с учетом изменения изотопного состава материалов реактора в процессе кампании [16].

Константное обеспечение программы MCU-5 базируется на банке ядерных данных MCUDB50. Входящая в MCUDB50 библиотека ACE/MCU представляет собой поточечно представленные нейтронно-физические константы, получаемые при помощи международной программы NJOY-99 из файлов оцененных ядерных данных (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1 и JENDL-4.0). Библиотека БНАБ/MCU, также входящая в MCUDB50, является расширенной и модифицированной версией 26-групповой системы констант БНАБ-78. Другие источники, входящие в банк ядерных данных MCUDB50, – это российские (РОСФОНД – Российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных, LIPAR – библиотека резонансных параметров, БОФС – библиотека обобщенных фононных спектров замедлителей, BROND – библиотека оцененных нейтронных данных и др.) и доступные иностранные библиотеки (ENDSF, EXFOR).

Таким образом, банк ядерных данных MCUDB50 состоит из констант, подготовленных как в групповом, так и в поточечном приближении, что позволило использовать в расчетах статистические алгоритмы, основанные на методе Монте-Карло, и многогрупповые приближения с подгрупповыми параметрами при расчете групповых коэффициентов в разложенном уравнении Больцмана.

Картограммы расстановки ТВС (типа 1 и 2) для большой и малой АЗ ВГТРУ показаны на рис. 3. Результаты расчета  $k_{eff}$  по программе MCU5 для всех рассмотренных расчетных вариантов ВГТРУ приведены в табл. 3.

Из рассмотренных расчетных вариантов наименьшими значениями  $k_{eff}$  обладают варианты с первым изотопным составом Ru. Поэтому они были исключены из дальнейшего рассмотрения. Полученные значения  $k_{eff}$  определяют запас реактивности данных вариантов компоновок АЗ ВГТРУ. Чем эта величина больше, тем больше будет длительность работы реактора. С этой точки зрения для дальнейшего рассмотрения можно оставить 2, 6 и 9 расчетные варианты, т.е. АЗ с ТВС типа 1000B2 и 1000Z2.

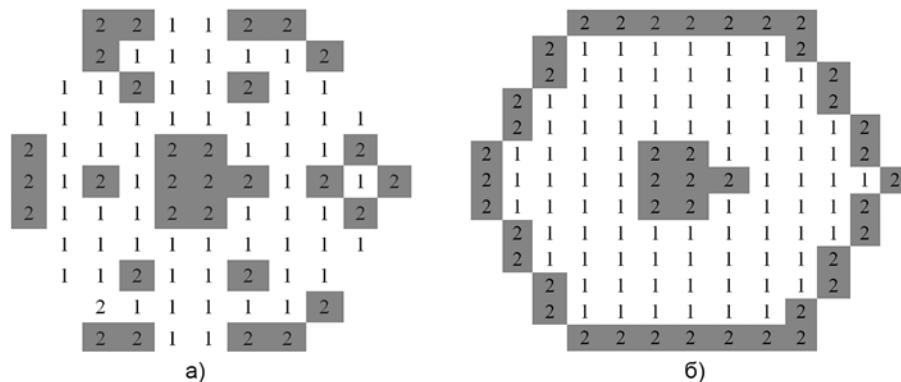


Рис. 3. Картограммы компоновки ТВС типа 1 и 2 ВГТРУ: а) – для малой активной зоны реактора; б) – для большой активной зоны реактора

Таблица 3

**Результаты расчета эффективного коэффициента размножения и запаса реактивности расчетного варианта ВГТРУ**

№	Высота активной зоны, мм	Тип активной зоны	Тип топливной таблетки	Вариант изотопного состава Ру	$k_{eff}$	$\Delta k/k, \%$
1	2000	Большая	1000	1	1,0591	5,57
2	2000	Большая	1000	2	1,2445	19,65
3	2000	Большая	500	1	0,9611	-4,06
4	2000	Большая	500	2	1,1243	11,06
5	2400	Малая	1000	1	1,0611	5,75
6	2400	Малая	1000	2	1,2471	19,81
7	2400	Малая	500	1	0,9785	-2,20
8	2400	Малая	500	2	1,1475	12,85
9	2400	Большая	1000	2	1,2665	21,49
10	2400	Большая	500	2	1,1612	13,76
11	2400	Большая	1000	1	1,0801	7,80
12	2400	Большая	500	1	0,9921	-1,52

Для выбранных расчетных вариантов получены распределения потоков нейтронов и энерговыделения, проведена оценка коэффициентов неравномерности. Коэффициенты неравномерности распределений потока нейтронов составляют ~1,5 для больших А3 (2-й и 9-й варианты расчета) и ~1,4 – для малой А3 (6-й вариант расчета). Аксиальный коэффициент неравномерности энерговыделения для А3 высотой 2000 мм (2-й вариант расчета) составляет ~1,25, а для А3 высотой 2400 мм (6-й и 9-й варианты) ~1,31. Радиальный коэффициент неравномерности распределения не превышает значения ~3.

Для расчетного варианта № 9, т.е. для большой А3 ВГТРУ, укомплектованной ТВС типа 1000B2 и 1000Z2, запас реактивности составляет 21,49%. При работе реактора на мощности 60 МВт эффект стационарного отравления составляет ~3,5%, при этом темп потери реактивности ~0,123% в сутки. Это позволяет оценить длительность кампании реактора, которая не превысит 150 суток.

В случае малой АЗ (расчетный вариант № 4) запас реактивности имеет немного меньшее значение (~20 %), а за счет того, что она имеет существенно меньшие размеры (91 ТВС) темп потери реактивности в ней выше, чем для большой АЗ, соответственно длительность кампании реактора не превысит 110 суток.

Расчеты показали, что более перспективным представляется вариант, когда АЗ набирается из ТВС одного типа, содержащих  $^{232}\text{Th}$  и Ru в одинаковых количествах, например, из ТВС 1000Z1 или 1000Z2. Начальный запас реактивности ВГТРУ с ТВС типа 1000Z2 увеличивается при этом до 25,3 %, а длина кампании до 210 эффективных суток.

Еще одним из путей создания ВГТРУ была попытка увеличения загрузки топлива. Для этого использовалось топливо типа 2000 (см. табл. 1). Из такого топлива набирается большая активная зона (127 ТВС) с высотой 2400 мм. Масса плутония в такой активной зоне повышается примерно в четыре раза, при этом начальный запас реактивности ВГТРУ составляет 21,1 %, а темп потери реактивности снижается до 0,035%/сут.

На рисунках 4 и 5 приведены распределения энерговыделения и потока по радиусу большой АЗ, загруженной ТВС типа 2000Z2. Такая загрузка АЗ позволила уменьшить перекосы в распределении энерговыделения и потока нейтронов в сравнении с предыдущими вариантами расчета.

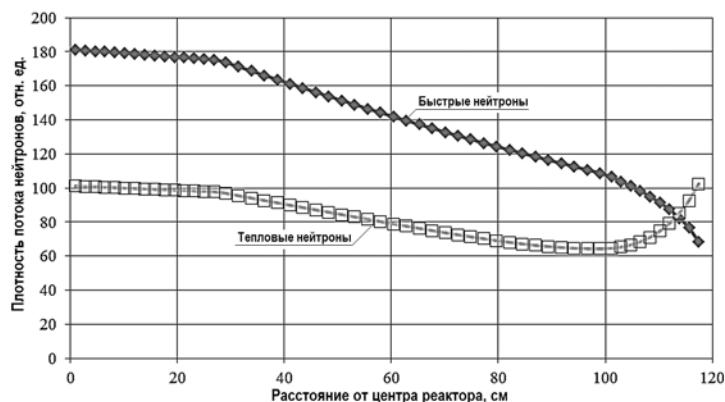


Рис. 4. Распределения плотности потока быстрых и тепловых нейтронов по радиусу большой активной зоны

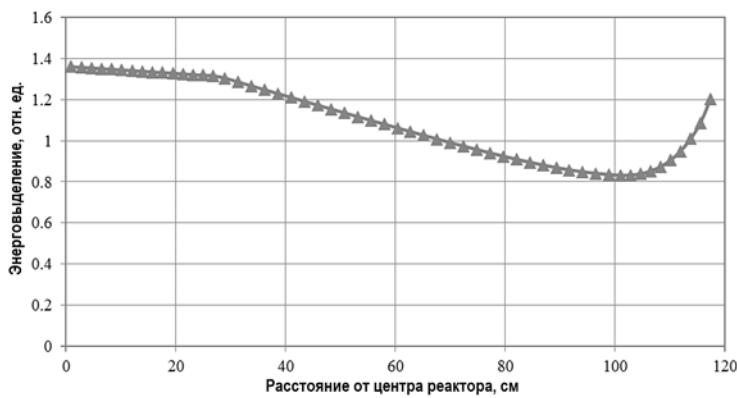


Рис. 5. Распределение энерговыделения по радиусу большой активной зоны

## ВЫВОДЫ

В работе представлены результаты первого этапа нейтронно-физических исследований 3D-модели высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой реакторной установки на основе топливного блока унифицированной конструкции. Расчетная 3D-модель разработана с использованием кода программ серии MCU-5. По результатам сравнений

нейтронно-физических характеристик рассматриваемых вариантов выбрано несколько оптимальных компоновок активной зоны реактора, ориентированных на создание малых модульных ядерных энергетических установок мощностью до 60 МВт.

Расчетные варианты № 2, 6 и 9 ВГТРУ с топливными сборками типа 1000B2 и 1000Z2 (см. табл. 3) – это реактор с большой и малой активными зонами, укомплектованными ТВС первого и второго типов, с топливными таблетками типа 1000, имеющими второй изотопный состав Pu (см. табл. 2).

Главный недостаток этих вариантов ВГТРУ заключается в том, что за короткое время кампании (150 сут для большой активной зоны и 110 сут для малой активной зоны)  $^{239}\text{Pu}$  успевает выгореть, а  $^{233}\text{U}$  не успевает накопиться в заметных количествах.

Расчеты показали, что более перспективным решением представляется вариант, когда активная зона реактора набирается из ТВС только одного типа, содержащая торий и плутоний в одинаковых количествах. В этом случае для большой активной зоны, загруженной ТВС типа 1000Z2, начальный запас реактивности увеличивается до 25,3 %, а длина кампании до 210 эфф. сут. При такой загрузке распределение плотности потока и энерговыделения становится более равномерным по всему реактору.

Загрузка большой активной зоны ВГТРУ ТВС типа 2000Z2 с высотой топливосодержащей части 2400 мм позволила увеличить массу плутония более чем в четыре раза и резко снизить темп потери реактивности до 0,035 % в сутки. Длительность кампании такой реакторной установки возросла до 510 эфф. сут.

Исследование выполнено на базе УНУ ИРТ-Т при финансовой поддержке государства в лице Минобрнауки России (RFMEFI59114X0001).

### **Литература**

1. Орлов В.В., Филин А.И., Смирнов В.С. и др. Быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем для крупномасштабной ядерной энергетики – М.: Наука. – 2001. – 221с.
2. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Белозеров В.И. Реакторы с тяжелым теплоносителем и некоторые теплогидравлические данные для них // Ядерная энергетика. – 2011. – № 3. – С. 100-112.
3. Kiryushin A.I., Kodochigov N.G., Kuzaykov N.G. Project of the GM-MHR high-temperature helium reactor with gas turbine // Nuclear Engineering and Design. – 1997. – V. 173. – PP. 119-129.
4. Ponomarev-Stepnoy N.N., Abrosimov N.G., Vasyaev A.V. et al. Similarity of high-temperature gas-cooled reactor technologies and designs in Russia and USA // Atomic Energy. – 2010. – V. 108. – № 2. – PP. 89-96.
5. Ponomarev-Stepnoy N., Kodochigov N., Sukharev Yu. et al. Neutronic Features of the GT-MHR Reactor// Nuclear Engineering and Design. – 2003. – V. 222. –PP. 161-171.
6. Seker V., Colak U. HTR-10 full core first criticality analysis with MCNP // Nuclear Engineering and Design. – 2003. –V.222. – PP. 263-270.
7. Stainsby R., Peers K., Mitchell C. Gas cooled fast reactor research in Europe // Nuclear Engineering and Design. – 2011. – V. 241. – № 2. – PP. 3481-3489.
8. Fu M., Liang T., Tang Y. Preparation of  $\text{UO}_2$  kernel for HTR-10 fuel element // Nuclear Science and Technology. – 2004. – V. 41. – №. 9. – P. 943-948.
9. Lee W.J., Kim Y.W., Chang J. Perspectives of nuclear heat and hydrogen // Nuclear Engineering and Technology. – 2009. – V. 41. – №. 4. – PP. 412-426.
10. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rutten H.J., Haas K.A., Sherer W. The Use of  $(\text{Th}, \text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$  Fuel in a Water Water Energy Reactor: Physics and Fuel Cycle Simulation by means of the V.S.O.P. (97) Computer Code // Forschungs zentrum Julich. FZJ-ISR-IB - 1/1999. – 40 p.
11. Шаманин И.В. Следствия, вызванные отличиями структур резонансной области поглощения ядер  $^{238}\text{U}$ и  $^{232}\text{Th}$  // Альтернативная энергетика и экология. – 2006. – № 11 (43). – С. 47-53.
12. Shamanin I., Bedenko S., Gubaydulin I. Advantages of Thorium Nuclear Fuel for Thermal-Neutron Reactors // Advanced Materials Research. – 2015. – V. 1084. – PP. 275-279.
13. Allelein H.J., Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. Thorium fuel performance assessment in HTRs // Nuclear Engineering and Design. – 2014. – V. 217. – PP. 166-170.
14. Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. Testing of HTR  $\text{UO}_2$  TRISO fuels in AVR and in material

- test reactors // Journal of Nuclear Materials. – 2013. – V. 441. – №. 1-3. – PP. 545-562.
15. Nabielek H., Kühlein W., Schenk W. Development of advanced HTR fuel elements // Nuclear Engineering and Design. – 1990. – V. 121. – №. 2. – PP. 199-210.
16. Проект MCU. Моделирование процесса переноса частиц методом Монте-Карло. URL: <http://mcuproject.ru/info.html> (дата обращения: 01.04.2015).
17. Пономарев-Степной Н.Н., Гуревич М.И., Носов В.И. и др. Оцененные бенчмарк-эксперименты на критических сборках, моделирующие особенности ВТГР на стенде АСТРА // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2009. – Вып. 2. – С. 75-95.

Поступила в редакцию 17.06. 2015 г.

### Авторы

Шаманин Игорь Владимирович, профессор, доктор физ.-мат. наук

E-mail: shiva@tpu.ru.

Беденко Сергей Владимирович, доцент, канд. физ.-мат. наук

E-mail: bedenko@tpu.ru.

Чертков Юрий Борисович, доцент, канд. физ.-мат. наук

E-mail: chertkov@tpu.ru.

Губайдулин Ильдар Мухаметович, инженер-исследователь, аспирант

E-mail: ildar@tpu.ru.

UDC 621.039.5

## GAS-COOLED THORIUM REACTOR WITH FUEL BLOCK OF THE UNIFIED DESIGN

Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Yu.B., Gubaydulin I.M.

National Research Tomsk Polytechnic University.

30, Lenin Avenue, Tomsk, 634050 Russia

### ABSTRACT

Scientific researches of new technological platform realization carried out in Russia currently are based on ideas of nuclear breeding the fuel in closed fuel cycle and physical principles of fast neutron reactors. Innovative projects of low-power reactor systems correspond to the new technological platform. High-temperature gas cooled thorium reactors with good transportability properties, small installation time and operation without overloading for a long time are considered perspective. Such small modular reactor systems at good commercial, competitive level are capable of creating the basis of the regional power industry of the Russian Federation. The analysis of information about application of thorium as fuel in reactor systems and its perspective use in the future is presented in the work. The results of the first stage of neutron-physical researches of a 3D-model of the high-temperature gas-cooled thorium reactor based on fuel block of the unified design are given. Calculation 3D-model was developed using MCU-5 program code contemporary Libraries of Evaluated Nuclear Data (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0, ROSFOND, BROND, BNAB and other) and multigroup approximations. According to the comparison results of neutron-physical characteristics several optimum reactor core compositions were chosen. According to the comparison results of neutron-physical characteristics of the considered modifications several optimum reactor core compositions intended for creation of small modular nuclear plants with the capacity to 60 MW were chosen. The selected calculation modifications refer to the reactor with large and small reactor cores with fuel assemblies containing Pu and Th in equal amounts. The reactivity margin with the larger reactor core is equal to ~21,1%, and the life-time is 510 effective days. The results of calculations of the reactivity margin, neutron flux and power density distribution in the core are presented in the work.

**Key words:** thorium, gas-cooled thorium reactor, fuel block a unified design, calculation 3D-model.

REFERENCES

1. Orlov V.V., Filin A.I., Smirnov V.S. et al. *Bystryj reaktor estestvennoj bezopasnosti so svincovym teplonositelem dlja krupnomasshtabnoj jadernoj energetiki* [Fast Reactor natural safety with lead coolant for large-scale nuclear power]. Moscow, Nauka Publ., 2001. 221 p. (in Russian).
2. Zhukov A.V., Kuzina Ju.A., Belozerov V.I. *Reaktory s tiazhelym teplonositelem i nekotorye teplogidravlicheskiedannyyedjanij* [Reactors with Heavy Liquid-Metal Coolants and Some Thermohydraulic Data for them]. *Izvestiyavuzov. Yadernaya energetika.* 2011, no 3, pp. 100-112 (in Russian).
3. Kiryushin A.I., Ponomarev-Stepnoi N.N., Glushkov E.S. Project of the GM-MHR high-temperature helium reactor with gas turbine. *Nuclear Engineering and Design.* 1997, v. 173, pp. 119-129.
4. Ponomarev-Stepnoi N.N., Abrosimov N.G., Vasyaev A.V., Ganin M.E., Golovko V.F., Zverev D.L., Kodochigov N.G., Petrunin V.V. Similarity of high-temperature gas-cooled reactor technologies and designs in Russia and USA. *Atomic Energy.* 2010, v. 108, no 2, pp. 89-96.
5. Ponomarev-Stepnoi N., Kodochigov N., Sukharev Yu., Marova E., Glushkov E., Fomichenko P. Neutronic Features of the GT-MHR Reactor. *Nuclear Engineering and Design.* 2003, v. 222, pp. 161-171.
6. Seker V., Colak U. HTR-10 full core first criticality analysis with MCNP. *Nuclear Engineering and Design.* 2003, v. 222, pp. 263-270.
7. Stainsby R., Peers K., Mitchell C. Gas cooled fast reactor research in Europe. *Nuclear Engineering and Design.* 2011, v. 241, no. 2, pp. 3481-3489.
8. Fu M., Liang T., Tang Y. Preparation of  $UO_2$  kernel for HTR-10 fuel element. *Nuclear Science and Technology.* 2004, v. 41, no. 9, pp. 943-948.
9. Lee W.J., Kim Y.W., Chang J. Perspectives of nuclear heat and hydrogen. *Nuclear Engineering and Technology.* 2009, v. 41, no. 4, pp. 412-426.
10. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rutten H. J., Haas K., Sherer W. The Use of  $(Th, U, Pu)O_2$  Fuel in a Water Water Energy Reactor (WWER-1000): Physics and Fuel Cycle Simulation by means of the V.S.O.P.(97) Computer Code. *Forschungszentrum Julich, FZJ-ISR-IB-1/99,* 1999, 40 p.
11. Shamanin I.V. Sledstviya, vyzvannye otlichiyami struktur rezonansnoj oblasti pogloshcheniya jader  $^{238}U$ - $^{232}Th$  [Consequences caused by the differences in the structures of the resonance region of absorbing  $^{238}U$  and  $^{232}Th$ ]. *Al'ternativnaya energetika i ekologiya.* 2006, no. 11 (43), pp. 47-53.
12. Shamanin I., Bedenko S., Gubaydulin I. Advantages of Thorium Nuclear Fuel for Thermal-Neutron Reactors. *Advanced Materials Research.* 2015, v. 1084, pp. 275-279.
13. Allelein H.J., Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. Thorium fuel performance assessment in HTRs. *Nuclear Engineering and Design.* 2014, v. 217, pp. 166-170.
14. Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. Testing of HTR  $UO_2$  TRISO fuels in AVR and in material test reactors. *Journal of Nuclear Materials.* 2013, v. 441, no. 1-3, pp. 545-562.
15. Nabielek H., Kühnlein W., Schenk W. Development of advanced HTR fuel elements. *Nuclear Engineering and Design.* 1990, v. 121, no. 2, pp. 199-210.
16. Proekt MCU. Modelirovanie processa perenosa chastic metodom Monte-Karlo [Project MCU. Modelling of process of transport of particles by the Monte Carlo method]. Available at: <http://mcuproject.ru/rinfo.html> (accessed 02.04.2014) (in Russian).
17. Garin V.P., Glushkov A.E., Glushkov E.S., Gomin E.A., Gurevich M.I., Zimin A.A., Kompaniec G.V., Kuharkin N.E., Lobyncev V.A., Nosov V.I., Poljakov D.N., Ponomarev-Stepnoj N.N., Smirnov O.N., Tel'kovskaja O.V., Chunjaev E.I. Ocenennye benchmark-eksperimenty na kriticheskikh sborkah, modeliruyuschie osobennosti VTGR na stende ASTRA [Evaluated Benchmark Experiments in Critical Assemblies Modeling HTGR Peculiarities at the ASTRA Facility]. *VANT. Fizika yadernyh reaktorov.* 2009, v. 2, pp. 75-96 (in Russian).

**Authors**

Shamanin Igor' Vladimirovich, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: shiva@tpu.ru

Bedenko Sergej Vladimirovich, Associate Professor, Cand. Sci. ( Phys.-Math.)

E-mail: bedenko@tpu.ru

Chertkov Jurij Borisovich, Associate Professor, Cand. Sci. ( Phys.-Math.)

E-mail: chertkov@tpu.ru

Gubaydulin Il'dar Mukharamovich, Research Engineer, PhD student

E-mail: ildar@tpu.ru

## БЫСТРЫЙ СВИНЦОВЫЙ РЕАКТОР МАЛОЙ МОЩНОСТИ ДЛЯ УЧЕБНЫХ ЦЕЛЕЙ

Д.С. Самохин\*, Г.Л. Хорасанов\*, И.В. Тормышев\*\*, Е.А. Земсков\*\*,  
А.Л. Гостев\*\*, А.М. Терехова\*, С.А. Кузьмичёв\*

\* Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

249040, г. Обнинск, Калужская обл., Студгородок, 1

\*\* АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». 249033, г. Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1



Рассматривается возможность создания реактора на быстрых нейтронах в целях проведения исследований, обучения студентов и аспирантов навыкам обращения с инновационными быстрыми реакторами, подготовки специалистов для атомных научных центров и атомных электростанций. Исследуются основные характеристики реактора, охлаждаемого жидким свинцом и использующего в качестве топлива промышленно освоенный диоксид урана с обогащением 19,7% по изотопу  $^{235}\text{U}$ . Жесткий спектр нейтронов, достигаемый в быстром реакторе с активной зоной малых размеров и теплоносителем из природного свинца, а в перспективе свинца, обогащенного по изотопу  $^{208}\text{Pb}$ , позволит при плотностях потока быстрых нейтронов порядка  $10^{13}$  нейtron/ $\text{см}^2\cdot\text{с}$  решать ряд исследовательских задач. В целях безопасного обращения с реактором предполагается его относительно малая тепловая мощность – 0,5 МВт. Возможность разгона реактора на мгновенных нейтронах исключается благодаря малому запасу реактивности, который меньше эффективной доли запаздывающих нейтронов. Работа базируется на имеющемся в ИАТЭ НИЯУ МИФИ опыте разработки реакторов малой мощности, а также на опыте АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» в области разработки реакторов с тяжелым жидкокометаллическим теплоносителем.

**Ключевые слова:** исследовательский быстрый свинцовый реактор для учебных целей, малая тепловая мощность, малый запас реактивности, жесткий спектр нейтронов.

### ВВЕДЕНИЕ

В ряде вузов ядерного направления в учебных и исследовательских целях используются ядерные реакторы малой мощности, например, реактор «ИРТ» НИЯУ МИФИ [1], проект реактора ELECTRA [2].

В работе рассмотрены основные характеристики безопасного быстрого реактора для учебных целей (БРУЦ), охлаждаемого жидким свинцом и использующего в качестве топлива промышленно освоенный диоксид урана с обогащением 19,7% по изотопу  $^{235}\text{U}$ . В целях безопасного обращения с реактором предполагается относительно малая тепловая мощность реактора, 0,5 МВт. Возможность разгона реактора на мгновенных нейтронах исключается благодаря малому запасу реактивности, менее эффективной доли запаздывающих нейтронов. Работа базируется на имеющемся в ИАТЭ НИЯУ МИФИ опы-

© Д.С. Самохин, Г.Л. Хорасанов, И.В. Тормышев, Е.А. Земсков, А.Л. Гостев,  
А.М. Терехова, С.А. Кузьмичёв, 2015

те разработки реакторов малой мощности, например, реактора теплоснабжения «МАСТЕР ИАТЭ» мощностью до 0,3 МВт [3], опыты работы по обоснованию безопасности ядерных энергетических установок с жидкотяжелым теплоносителем [4], а также на опыте АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» в области разработки реакторов с тяжелым жидкотяжелым теплоносителем различного назначения.

### **ЭЛЕМЕНТЫ ПРЕДПОЛАГАЕМОЙ КОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА БРУЦ**

Основные элементы предполагаемой конструкции реактора БРУЦ и их характеристики приведены в табл. 1.

Таблица 1

#### **Основные технические характеристики активной зоны БРУЦ**

Характеристика, единицы измерения	Значение
Тепловая мощность, МВт	0,5
Число ТВС в активной зоне, шт	7
Число твэлов в ТВС, шт	252
Диаметр активной зоны, мм	618
Высота активной зоны, мм	620
Диаметр твэла по гладкой части, мм	12,7
Диаметр твэла по ребрам, мм	13,9
Шаг решетки твэлов, мм	14,0
Топливо	UO <sub>2</sub>
Обогащение урана по <sup>235</sup> U, %	19,7
Топливная загрузка UO <sub>2</sub> , кг	1176
Загрузка <sup>235</sup> U, кг	205
Кампания активной зоны, лет	20
Интервал между перегрузками, лет	20

Нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики реактора БРУЦ даны в табл. 2

### **ОБЩАЯ КОНСТРУКТИВНАЯ СХЕМА РЕАКТОРА**

Для рассматриваемого проекта реактора БРУЦ предложена интегральная компоновка моноблочного типа, обеспечивающая размещение внутри единого корпуса активной зоны вместе с отражателями, а также верхней защитной пробки, теплообменников, устройств технологии теплоносителя, обеспечивающих поддержание термодинамической активности растворенного в свинце кислорода, датчиков теплотехнического контроля, внутрикорпусной радиационной защиты и буферной ёмкости над свободным уровнем расплавленного свинца.

Корпус БРУЦ представляет собой прочный стальной цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем и крышкой с отверстиями для установки и крепления внутрикорпусных выемных конструкций.

Корпус размещается внутри бетонной шахты с зазором между стенками корпуса и шахты для организации контура естественной циркуляции воздуха, который пассивным образом отводит через корпус остаточное тепло и сбрасывает его в атмосферу. Внутри корпуса имеется разделительная обечайка, разделяющая холодный и

горячий поток теплоносителя и обеспечивающая установку корзины выемной активной зоны вместе с отражателями и опорной плитой и организацию тракта циркуляции теплоносителя первого контура.

Таблица 2

### **Нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики БРУЦ**

Теплоноситель/марка	Pb /C00
Объем теплоносителя в первом контуре (оценка), м <sup>3</sup>	~6,0
Допплеровский эффект реактивности, $\Delta K/K/K$	$-1 \cdot 10^{-5}$
Эффективная доля запаздывающих нейtronов, %	0,720
Температура свинца на входе/выходе АЗ, °С	460/500
Максимальная температура оболочки твэлов, °С	526
Средняя скорость теплоносителя в АЗ, м/с	0,1
Объемная доля теплоносителя в АЗ, %	26,0
Средняя линейная нагрузка на топливную часть твэла, кВт/м	0,46
Средняя плотность энерговыделения в объеме АЗ, кВт/л	2,73
Средняя плотность потока нейtronов в АЗ, н/см <sup>2</sup> ·с	$1,6 \cdot 10^{13}$
Плотность потока нейtronов в центре АЗ, н/см <sup>2</sup> ·с	$2,4 \cdot 10^{13}$
Флюенс нейtronов в центре АЗ за 280 эфф. сут, н/см <sup>2</sup>	$5,8 \cdot 10^{20}$
Материал оболочки твэла	Сталь ЭП 823
Радиационное повреждение оболочки твэла за 20 эфф. лет, сна	<3
Расчетный срок службы реактора, лет	40

Предполагается, что по первому контуру циркуляция теплоносителя осуществляется за счет естественной конвекции. Выбор естественной циркуляции для первого контура позволяет уйти от проблемы разработки и обоснования работоспособности циркуляционного насоса для перекачки тяжелого жидкотитического теплоносителя. Расчетные оценки показывают, что для обеспечения естественной циркуляции теплоносителя первого контура достаточно иметь над активной зоной подъемный участок высотой ~3 метра. Это обеспечит напор естественной циркуляции порядка 1400 Па. При скорости теплоносителя 0,1 м/с через активную зону гидравлическое сопротивление активной зоны составит 480 Па. Если предположить, что суммарные потери давления по контуру примерно втрое превосходят потери давления на активной зоне, можно сделать вывод, что естественная циркуляция обеспечивает требуемый расход по первому контуру.

#### **Активная зона**

Активная зона состоит из семи рабочих кассет, каждая из которых представляет собой сборку из 252 твэлов. В центре каждой кассеты организован технологический канал для органов СУЗ (органы аварийной защиты РО АЗ, компенсации реактивности РО КР, автоматического регулирования РО АР).

Твэл включает в себя топливный блок из топливных таблеток диаметром 11,5 мм, высота топливного столба 620 мм, средняя по столбу плотность топлива (диоксида урана) равна 10,5 г/см<sup>3</sup>.

Между оболочкой твэла и топливной таблеткой имеется заполненный гелием

зазор. Размер зазора 0,05 мм выбран из условия, чтобы радиационное распухание топлива при выгорании не приводило к термомеханическому контакту и взаимодействию топлива с оболочкой.

Общая высота твэла 1200 мм, из которых 400 мм приходится на компенсационный объем для сбора газовых продуктов деления.

Примыкающие к торцам активной зоны концевые детали твэлов (молибденовые пробки в верхней и нижней частях твэла, хвостовики твэла), твэльные и опорная решетки, головка и хвостовик ТВС, входная и выходная камеры теплоносителя и другие элементы конструкции выполняют функции торцевых отражателей активной зоны.

Вид твэльной ячейки реактора БРУЦ приведен на рис.1. На рисунке 2 приведена картограмма отдельной ТВС. Поперечный разрез реактора БРУЦ через активную зону приведен на рис.3. На рисунке 4 приведен общий вид реактора БРУЦ.

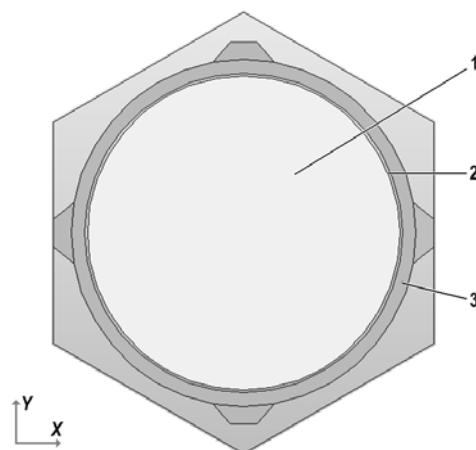


Рис.1. Картограмма твэльной ячейки: 1 – топливо; 2 – зазор; 3 – оболочка с дистанционирующими ребрами

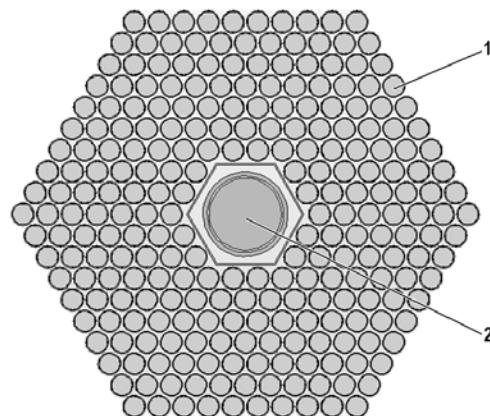


Рис. 2. Картограмма ТВС: 1 –твэл; 2 – технологический канал

#### Схема циркуляции теплоносителя первого контура

Естественная циркуляция теплоносителя первого контура происходит в следующей последовательности.

Из нижней камеры свинцовый теплоноситель подается в активную зону, проходит через нее снизу вверх, омывая твэлы и отбирая от них тепло, и нагретым направляется в общую приемную (выходную) камеру над активной зоной, далее поднимается вверх и поступает в 12 параллельно включенных модулей теплообменников, где, двигаясь сверху вниз, омывает теплообменные трубы, отдавая тепло теплоносителю второго контура,

поступает в нижнюю камеру, откуда вновь поступает в активную зону.

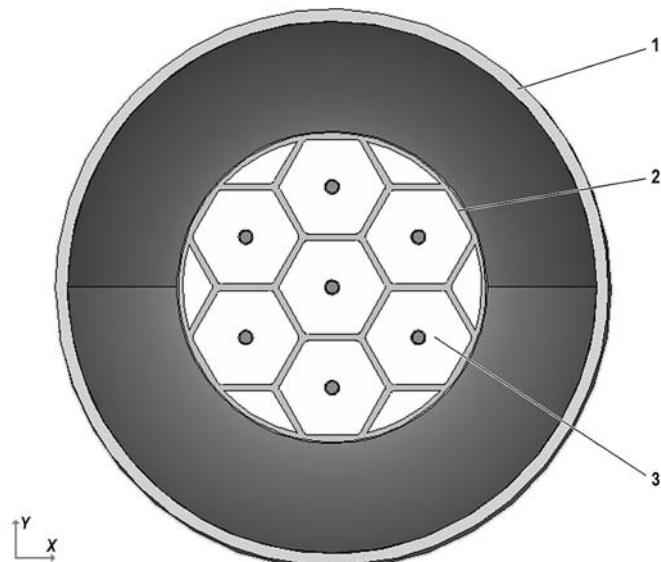


Рис.3. Поперечный разрез реактора БРУЦ: 1 – корпус реактора; 2 – обечайка активной зоны; 3 – ТВС

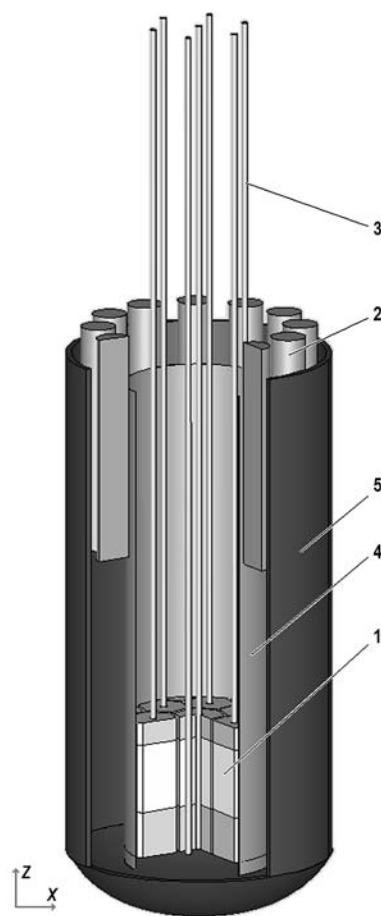


Рис. 4. Общий вид БРУЦ: 1 – активная зона; 2 – теплообменник; 3 – приводы СУЗ; 4 – обечайка; 5 – корпус

В качестве теплоносителя второго контура рассматривается расплав эвтектики свинца–висмута либо пароводяная смесь. Окончательный выбор теплоносителя второго контура будет сделан позднее.

#### **Система пассивного отвода тепла**

Для отвода остаточного тепла от активной зоны предусмотрена система пассивного отвода тепла (СПОТ). Система СПОТ включает в себя трубопроводы и вытяжную трубу, образующие в совокупности контур естественной циркуляции воздуха в зазоре между стенками корпуса и шахты, через который обеспечивается пассивный отвод остаточного тепла через корпус и сброс его в атмосферу при штатном и аварийном расхолаживании БРУЦ.

### **РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЙ ЗОНЫ**

Предварительный расчет нейтронно-физических характеристик активной зоны выполнялся методом Монте-Карло по программе MCNP/4B [5] с библиотекой сечений на основе файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.1 [6].

Расчеты изменения реактивности при выгорании топлива проводились с использованием трехмерного диффузационного кода REACTOR [7] и 28-групповой системы констант БНАБ-93.

В качестве топлива рассматривался диоксид урана с 19,7%-ым обогащением по изотопу  $^{235}\text{U}$ . Расчеты показали, что в активной зоне с размерами  $D_{\text{экв}} \times H = 618 \text{ мм} \times 620 \text{ мм}$ , состоящей из семи ТВС с 1764 твэлами, окруженной со всех сторон свинцом толщиной 80 см (опускной участок контура циркуляции), коэффициент размножения нейтронов в начале топливного цикла может достигать значения  $K_{\text{эфф}} = 1,00721 \pm 0,00082$  при температуре топлива 900 К.

Активная зона имеет жесткий спектр нейтронов (доля нейтронов с энергией  $> 0,1 \text{ МэВ}$  57%) и среднюю плотность потока нейтронов  $1,6 \cdot 10^{13} \text{ нейtron}/\text{см}^2 \cdot \text{с}$ . Выгорание топлива за 280 эффективных суток работы на номинальной мощности  $N = 0,5 \text{ МВт}$  составляет 140 граммов  $^{235}\text{U}$ . Падение реактивности на выгорание при мощности 0,5 МВт составляет  $0,036\% \Delta K/K / \text{год}$ . Это позволит обеспечить длительность кампании реактора, по крайней мере, до двадцати лет при запасе реактивности на выгорание меньше эффективной доли запаздывающих нейтронов  $\beta_{\text{эфф}}$ , которая для топлива из  $\text{UO}_2$  составляет величину 0,720%.

Таким образом, малое падение реактивности и большая эффективная доля запаздывающих нейтронов в предлагаемом реакторе БРУЦ позволяют рассчитывать на непрерывную безопасную работу реактора без перегрузок в течение 20-ти лет. Флюенс быстрых нейтронов ( $E > 0,1 \text{ МэВ}$ ) на материал оболочек твэлов за этот период составит не более чем  $6,6 \cdot 10^{21} \text{ н/см}^2$ , что приведет к относительно небольшому радиационному повреждению материала оболочки твэла из стали ЭП823 не более чем двух–трех смещений на атом.

Коррозионная стойкость материала оболочки будет обеспечиваться технологией дозированного ввода кислорода в теплоноситель. Защитная способность образующейся при этом оксидной пленки на поверхности стали подтверждена в ходе стендовых испытаний длительностью до семи эффективных лет (50135 часов) [8].

Выгорание топлива за 20 лет работы реактора на номинальной мощности составит не более 0,4% тяжелых атомов. Такое малое выгорание позволяет эксплуатировать это топливо и дальше. Вторую кампанию можно будет организовать (при условии обоснования работоспособности оболочек твэлов на повышенный ресурс) не за счет обновления топлива, а за счет замены теплоносителя из естественного

свинца на свинец, обогащенный изотопом  $^{208}\text{Pb}$ . Расчеты показали, что полная замена естественного свинца на изотоп  $^{208}\text{Pb}$  с обогащением 100% дает выигрыш в коэффициенте размножения нейтронов  $K_{\text{эфф}}$  на величину порядка 1% [9]. Это позволит при использовании свинца с обогащением по изотопу  $^{208}\text{Pb}$  несколько ниже, чем 100%, снова обеспечить запас реактивности  $\Delta\rho \approx \beta_{\text{эфф}} = 0,720\%$  на дальнейшее выгорание ТВС без их замены на новые. При этом средняя энергия нейтронов в активной зоне БРУЦ повысится на несколько процентов [10].

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрены основные характеристики быстрого реактора малой мощности, исключающего разгон на мгновенных нейтронах. Создание такого реактора позволит студентам и аспирантам вузов ядерного направления получить практические навыки работы с быстрым реактором, охлаждаемым инновационным свинцовым теплоносителем. Очень жесткий спектр нейтронов, достигаемый в быстром реакторе с активной зоной малых размеров и свинцовым теплоносителем, позволит при плотностях потока быстрых нейтронов порядка  $10^{13}$  нейtron/ $\text{см}^2\cdot\text{с}$  решать исследовательские и прикладные задачи, в том числе исследование выжигания младших актинидов, облучение пациентов пучками жестких нейтронов, производство радиоизотопов и ряд других, необходимых для подготовки современных специалистов.

## Литература

1. Атомный центр НИЯУ МИФИ, история создания реактора МИФИ. [Электронный ресурс]// URL: [http://mephi.ru/science/units/Research\\_nuclear\\_reactor/](http://mephi.ru/science/units/Research_nuclear_reactor/) (режим доступа: 21.06.2015).
2. Wallenius J., Suvdantsetseg E., Borrot S., Pukari M., Jolkkonen M., Claisse A., Olsson P., Ejenstam J., Szakalos P. ELECTRA: A Lead Cooled Reactor for Training and Education.//Proceedings of the fourth conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies» (HLMC-2013). In 2 volumes. Odninsk: SSC RF-IPPE. 2014. Vol. 1. PP. 29-42.
3. Казанский Ю.А., Левченко В.А., Матусевич Е.С., Юрьев Ю.С., Балакин И.П., Белугин В.А., Дорожович С.Л. и др. Саморегулируемый реактор сверхмалой мощности для теплоснабжения «МАСТЕР – ИАТЭ»./Известия вузов. Ядерная энергетика. 2003. №3. С. 63-71.
4. Никулин Е.В., Соболев А.В., Волков Ю.В. Оценка показателей надежности реактора типа МБИР с помощью расчетного кода RELAP.//Известия вузов. Ядерная энергетика. 2014. №3. С. 35-42.
5. Briesmeister J.F. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, March, 1997.
6. Chadwick M.B., Herman M., Oblozinsky P. et al. 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, No 12. PP. 2887-2996.
7. Воронков А.В., Аржанов В.И. Принципы построения пакета REACTOR. Препринт ИПМ РАН им. М.В. Келдыша, 1995, №2, 15 с.
8. Русанов А.Е., Левин О.Э., Гущина А.Г., Дворяшин А.М., Лысова Г.В., Сугоняев В.Н., Шулепин С.В., Пьянкова Е.Н. Исследование коррозионной стойкости оболочек твэлов из стали ЭП823 после испытаний в потоке Pb-Bi теплоносителя. /Сборник «Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-2013). Сб. тр. конференции в двух томах. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2014. Т. 1. С. 287-297.
9. Khorasanov G.L., Korobeynikov V.V., Ivanov A.P., Blokhin A.I. Minimization of an initial fast reactor uranium-plutonium load by using enriched lead-208 as a coolant.//Nuclear Engineering and Design, 2009, vol. 239. No 9. PP. 1703-1707.
10. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Ужесточение нейтронного спектра в критических и подкритических реакторах при обогащении свинцового теплоносителя свинцом-208. /Сборник «Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-2013). Сб. тр. конференции в двух томах. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2014. Т. 2. С. 528-533.

Поступила в редакцию 03.07.2015 г.

**Авторы**

Самохин Дмитрий Сергеевич, зав. кафедрой, канд. техн. наук

E-mail: dmit0507@gmail.com

Хорасанов Георгий Леванович, доцент, с.н.с., канд. физ.-мат. наук

E-mail: khorasanow@yandex.ru

Тормышев Иван Владимирович, руководитель группы

E-mail: itormyshev@ippe.ru

Земсков Евгений Алексеевич, в.н.с., канд. физ.-мат. наук

E-mail: zemskov@ippe.ru

Гостев Антон Леонидович, инженер

E-mail: gostevant@mail.ru

Терехова Анна Михайловна, старший преподаватель

E-mail: anna\_terehova@inbox.ru

Кузьмичёв Сергей Александрович, магистр

E-mail: sergey\_3@list.ru

UDC 621.039.526:621.039.59

**SMALL POWER LEAD FAST REACTOR  
FOR PURPOSES OF EDUCATION**

Samokhin D.S.\*, Khorasanov G.L.\*, Tormyshev I.V.\*\*, Zemskov E.A.\*\*,

Gostev A.L.\*\*, Terehova A.M.\*, Kuz'michyov S.A.\*

\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI». 1, Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

\*\* JSC «State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering». 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

**ABSTRACT**

At several higher schools oriented to nuclear power engineering small power nuclear reactors for training and education, for example the reactor IRT at the National Research Nuclear University «MEPhI» in Moscow, project of the reactor ELECTRA at the Kungliga Tekniska Högskolan in Stockholm, are used or proposed.

In this paper a reactor on fast neutrons for researching, teaching students and postgraduate students for skillful of controlling innovative lead fast reactor (LFR), training specialists for nuclear scientific centers and nuclear power plants is proposed.

The appearance and main characteristics of the LFR cooled with liquid lead and fueled with the dioxide of uranium,  $UO_2$ , well industrially developed and contained the fissile uranium isotope  $^{235}U$  with 19.7% enrichment, are given. Hard neutron spectrum which can be achieved in the LFR with a small-sized core and a coolant from natural lead, and in perspective from lead enriched with its low neutron moderating stable isotope  $^{208}Pb$ , will allow solving several research tasks in the case of neutron flow densities of order of  $10^{13}$  neutron/cm<sup>2</sup>.s. For safe reactor controlling, its relatively small thermal power equal to 0.5 MW is considered. The possibility of the reactor run-away on prompt neutrons is excluded due to the small stock of reactivity which is less than the effective share of delayed neutrons of the fissile fuel,  $\beta_{eff}$ . The fuel burning at the nominal power, 0.5 MW, will be around 140 grams of  $^{235}U$  per one year (280 effective days). In operating at this small power, the reactivity damping will be equal to 36 pcm per one year. It allows expanding the reactor exploitation company up to 20 effective years under the conditions when the stock of reactivity is less than the share of delayed neutrons,  $\beta_{eff}$ , which is equal to 720 pcm for the fuel from  $UO_2$ .

The study is based on the experience obtained at the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI» in developing small power reactors and on the experience obtained at the Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Lejpunskij in developing fast reactors with heavy liquid metal coolants.

**Key words:** lead fast reactor, education and training; small thermal power, small stock of reactivity, fuel hard neutron spectrum.

#### REFERENCES

1. Atomic Center MEPhI, history of the reactor MEPhI. [Electronic resource] Available at [http://mephi.ru/science/units/Research\\_nuclear\\_reactor/](http://mephi.ru/science/units/Research_nuclear_reactor/) (access mode: 21.06.2015).
2. Wallenius J., Suvdantsetseg E., Borrot S., Pukari M., Jolkkonen M., Claisse A., Olsson P., Ejenstam J., Szakalos P. ELECTRA: A Lead Cooled Reactor for Training and Education. *Proceedings of the fourth conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies» (HLMC-2013)*. In 2 volumes. Obninsk: SSC RF-IPPE. 2014, v. 1, pp. 29-42.
3. Kazansky Yu.A., Levchenko V.A., Matusevich E.S., Yurev Yu.S., Balakin I.P., Belugin V.A., Dorokhovich S.L., Kazantsev A.A., Tikhonenko A.V., Travleev A.A., Uvarov A.A. Samoreguliruemjy reactor sverhmaloj moshnosti dlya teplosnabzheniya «MASTER-IATE». [Self-controlled low power reactor for heat supply «MASTER-IATE».] *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2003, No 3, pp. 63-71 (in Russian).
4. Nikulin E.V., Sobolev A.V., Volkov Yu.V. Otsenka pokazatelej bezopasnosti dlya reaktora tipa MBIR s pomoschju koda RELAP. [Safety assessment for the MBIR reactor using the RELAP code.] *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2014, No 3, pp. 35-42 (in Russian).
5. Briesmeister J.F. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, March, 1997.
6. Chadwick M.B., Herman M., Oblozinsky P., et al. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: Cross sections, covariances, fission product yields and decay data. *Nuclear Data Sheets*, 2011, v. 112, No 12, pp. 2887-2996.
7. Voronkov A.V., Arzhanov V.I. Principles of creating the package REACTOR. Preprint of the Institute for the Applied Mathematics named after M.V. Keldysh. 1995, No 2, 15 p.
8. Rusanov A., Levin O., Gushchina A., Dvoryashin A., Lysova G., Sugonyaev V., Shulepin S., Piankova H. Corrosion resistance of EP823 steel fuel pin claddings examined in the Pb-Bi coolant flow. *Proceedings of the fourth conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies» (HLMC-2013)*. In 2 volumes. Obninsk: SSC RF-IPPE. 2014, v. 1, pp. 278-287.
9. Khorasanov G.L., Korobeynikov V.V., Ivanov A.P., Blokhin A.I. Minimization of an initial fast reactor uranium-plutonium load by using enriched lead-208 as a coolant. *Nuclear Engineering and Design*, 2009, v. 239, No 9, pp. 1703-1707.
10. Khorasanov G., Blokhin A. Neutron spectrum hardening in critical and subcritical reactors cooled with lead-208. *Proceedings of the fourth conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies» (HLMC-2013)*. In 2 volumes. Obninsk: SSC RF-IPPE. 2014, v. 2, pp. 503-508.

#### Authors

Samokhin Dmitrij Sergeevich, Head of Chair, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: dmit0507@gmail.com

Khorasanov Georgij Levanovich, Associate Professor, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: khorasanow@yandex.ru

Tormyshev Ivan Vladimirovich, Head of Group

E-mail: itormyshev@ippe.ru

Zemskov Evgenij Alekseevich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: zemskov@ippe.ru

Gostev Anton Leonidovich, Engineer

E-mail: gostevant@mail.ru

Terekhova Anna Mihajlovna, Senior Teacher

E-mail: anna\_terehova@inbox.ru

Kuz'michyov Sergej Aleksandrovich, Magistr

E-mail: sergey\_3@list.ru

# ВЫРОЖДЕННЫЕ ЗАДАЧИ ОПТИМИЗАЦИИ ЭКОНОМИКИ И ЭНЕРГЕТИКИ

**А.В. Клименко**

ОФ «Институт системно-экономических исследований им. Я.В. Шевелёва»

144001, г.Электросталь, Московская обл., ул. К.Маркса, ба-

нияу МИФИ. 115409, г.Москва, Каширское шоссе, 31



Оптимизация больших систем экономики и энергетики приводит к вырожденным решениям большой размерности. Это очень сильное математическое усложнение. Однако оно позволяет рассматривать будущее развитие энергетики как на совместной работе ядерных энергетических установок (ЯЭУ), энергетических установок (ЭУ) на угле, энергетических установок на газе, так и только на ЯЭУ. Для этого нужна системная оптимизация параметров ЯЭУ.

Расчетные исследования оптимальных систем большой размерности привели к пониманию вырожденного пространства допустимых решений экономики и энергетики как множества точек на лунной поверхности, изрытой конечным количеством кратеров. Такое вырожденное пространство можно было бы назвать «невыпуклым, невогнутым».

Иначе говоря,  $N$ -мерное вырожденное «невыпуклое, невогнутое» пространство оптимизационной задачи большой размерности ( $N \geq 10\,000$ ) подобно «лунной поверхности» с кратерами разной глубины. Кратеры – это окрестности локально-оптимальных планов, сам же локально-оптимальный план находится на дне кратера. Глубина кратера определяет значение оптимизируемого функционала. Среди самых глубоких, но разных кратеров, встречаются кратеры одинаковой глубины, т.е. кратеры с одинаковыми значениями функционалов локально-оптимального плана. Локальный оптимум (локальный план) в разных кратерах может различаться по структуре, а функционалы оптимизационной задачи для этих точек могут быть одинаковыми по значению.

Расчеты показывают, что среди равновеликих кратеров (с одинаковыми значениями функционалов локально-оптимальных планов развития экономики и энергетики) встречаются кратеры с локально-оптимальными планами развития экономики и энергетики (среди прочих возможных разнородных комбинаций состояний экономики и энерготехнологий) только на угольных и газовых ЭУ либо на угольных, газовых, ядерных ЭУ, либо на ЯЭУ. Соизмеряя значения функционалов локально-оптимальных планов в разных кратерах, можно найти оптимальное решение – локально-оптимальный план с наилучшим значением функционала (например, в случае минимизации функционала, – с минимальным значением функционала из всех рассмотренных кратеров).

**Ключевые слова:** вырожденная задача оптимизации, экономика, энергетика, энергосистема, энергоустановка, ядерная энергетическая установка, оптимальность, лунная поверхность, кратер.

© А.В. Клименко, 2015

144

## О ПРИРОДЕ ВЫРОЖДЕННОСТИ

Оптимизация больших систем энергетики (или экономики) представляет собой задачу математического программирования, в которой на выпуклом множестве решений отыскивается оптимальный план по вогнутому или вогнуто-выпуклому функционалу (целевой функции). Динамика в таких задачах вносит свои корректизы. Материальные балансы в задачах оптимизации описываются равенствами и неравенствами, а ввод мощностей в эксплуатацию, как и график установленной мощности, описываются с помощью дельта-функций от моментов ввода этих мощностей в эксплуатацию; график текущей загрузки (производительности) также претерпевает скачок либо в момент ввода в эксплуатацию объекта, либо в момент переключения объекта с режима отслеживания спроса на режим полной (пределной) нагрузки. Есть и другие соотношения модели оптимизации, нарушающие выпуклость множества решений. Трудность решения таких задач была отмечена еще классиками [1 – 4]. Такие задачи математического программирования, на наш взгляд, следовало бы отнести к классу «невыпуклых, невогнутых» задач оптимизации. Обычно такие задачи имеют большую размерность. Типичной размерностью обратной матрицы в такой оптимизационной задаче  $10\,000 \times 10\,000$  (а также большей размерностью) сегодня уже никого не удивишь.

Теория решения по отдельности «выпуклых» и «вогнутых» задач математического программирования хорошо разработана, а численные методы решения таких задач часто входят в библиотеку стандартных программ для компьютеров.

Класс «невыпуклых, невогнутых» задач оптимизации разработан хуже. Между тем, именно они являются *реальными* задачами экономики и энергетики. В таких задачах есть еще одно важное усложнение (по выражению одного из классиков С. Вайды [1]). В оптимизационных задачах большой размерности, отыскивающих оптимальный план развития больших систем энергетики и экономики, локально-оптимальный план оказывается, как правило, *вырожденным*. В терминах задачи линейного программирования [2] вырожденным опорным (допустимым, согласованным) планом называется такой план, в котором некоторая переменная  $x_i$  равна нулю, причем  $i$  совпадает с номером одного из векторов базиса рассматриваемого плана. Вырожденная ситуация характеризуется тем, что в разложении вектора  $P_0$  по векторам некоторого базиса  $P_1, P_2, \dots, P_m$

$$P_0 = x_1 P_1 + x_2 P_2 + \dots + x_m P_m$$

все коэффициенты  $x_i \geq 0$  и, по крайней мере, один из них равен нулю.

Математические методы, нацеленные на отыскание оптимального плана задачи, например, симплексный процесс, предполагают *невырожденность* всех опорных планов задачи. Это допущение гарантировало уменьшение значения линейной формы (если линейная форма – функционал или целевая функция – минимизировалась) после каждой итерации симплексного метода. Так как любая задача (после линеаризации) обладает лишь конечным числом базисов, то оптимальный план определяется через конечное число итераций.

Эта логика теряет силу, как только допускается существование вырожденных опорных планов, что является, разумеется, более близким к действительности.

Кроме того, вырожденные оптимизационные задачи большой размерности обладают свойством *цикличности*. Другими словами, алгоритмы оптимизации выбирают последовательность базисов, приводящую к циклу, т.е. последовательность базисов, периодически выбирающихся и не удовлетворяющих критерию оптимальности. Очевидно, что в этом случае оптимальный план никогда не будет достигнут. Выбраться из «цикличности» можно созданием алгоритмов распознавания и выхо-

да из циклов.

До настоящего времени в литературе нет описания пространств допустимых решений в классе вырожденных «невыпуклых, невогнутых» задач оптимизации большой размерности. Эти динамические задачи оптимизации нас интересуют прежде всего с точки зрения применимости и конкурентоспособности ЯЭУ в небольших, средних и крупных энергосистемах.

### **ВЫРОЖДЕННЫЕ ЗАДАЧИ ОПТИМИЗАЦИИ И ПРОСТРАНСТВО ИХ ДОПУСТИМЫХ РЕШЕНИЙ (ЭМПИРИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ПРОСТРАНСТВА)**

В [5] приведены оптимальные решения для энергетики России в зависимости от эффективной процентной ставки в экономике России. Экономика России различалась по величине нормы дисконтирования, которая численно приравнивалась к эффективной процентной ставке на строительство и эксплуатацию энергетических объектов. Эффективная процентная ставка численно менялась от 0,05 (1/год) до 0,25 (1/год). Показано, что при ставках 0,15 (1/год) и выше ЯЭ не входит в оптимальную структуру энергетики России. В действительности, это *одно* из решений развития энергетики России, которое можно назвать локально-оптимальным вырожденным решением. Существуют и *другие* вырожденные решения развития энергетики России (с участием ЯЭ) с равновеликим функционалом принятия решений. Прежде чем их рассмотреть, отметим некоторые свойства «невыпуклых, невогнутых» вырожденных пространств допустимых решений. Эти свойства получены экспериментально Я.В. Шевелёвым и автором еще в начале 1980-х гг. в процессе моделирования и решения задач развития энергетики большой размерности, но лишь несколько лет назад оформились в непротиворечивое представление вырожденного пространства решений.

Опишем геометрически понятие вырожденности.

В терминах задачи линейного программирования оптимизационная задача выглядит так:

$$F = \mathbf{c}x \rightarrow \min \quad (1)$$

при ограничениях

$$\mathbf{A}x = \mathbf{b}, \quad (2)$$

$$x \geq 0. \quad (3)$$

Здесь  $F$  – целевая функция (функционал), подлежащая оптимизации;  $\mathbf{c}$  – вектор-строка коэффициентов целевой функции;  $\mathbf{A}$  – матрица условий-ограничений задачи оптимизации;  $x$  – вектор-столбец переменных задачи оптимизации;  $\mathbf{b}$  – вектор-столбец свободных членов (правая часть ограничений). Решение такой задачи  $x = \mathbf{A}^{-1}\mathbf{b}$  доставляет минимум функции  $F$ , где  $\mathbf{A}^{-1}$  – обратная матрица к матрице  $\mathbf{A}$ .

Осмелимся изобразительными возможностями двухмерного пространства (лист бумаги) показать геометрию  $N$ -мерного вырожденного пространства.

Снизим размерность оптимизационной задачи так, что размерность матрицы  $\mathbf{A}^{-1}$  будет  $3 \times 3$ . Пусть множеством допустимых решений такой задачи будет куб (выпуклое множество), показанный на рис. 1. В любой точке внутри этого куба и на его поверхности достигается допустимое решение оптимизационной задачи. В теории линейного программирования доказывается [1 – 4], что оптимальное решение достигается в вершине куба. Все вершины этого куба для показанной системы координат являются невырожденными, так что координаты произвольной вершины  $A(x, y, z)$  не равны нулю. Штриховыми линиями показаны проекции

этого куба на плоскостях  $(X, Y)$ ,  $(Y, Z)$ ,  $(Z, X)$ .

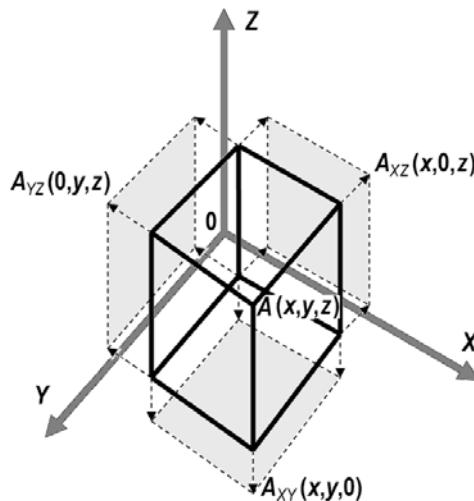


Рис. 1. Множество (пространство) допустимых решений оптимизационной задачи. Все вершины выпуклого многогранника (куба), подобно вершине  $A(x, y, z)$ , – невырожденные решения с ненулевыми координатами. Вырожденность вершин, подобно вершине  $A(0, y, z)$ , появляется только на проекциях куба на плоскостях  $(X, Y)$ ,  $(Y, Z)$ ,  $(Z, X)$ , образованных осями координат  $X$ ,  $Y$ ,  $Z$

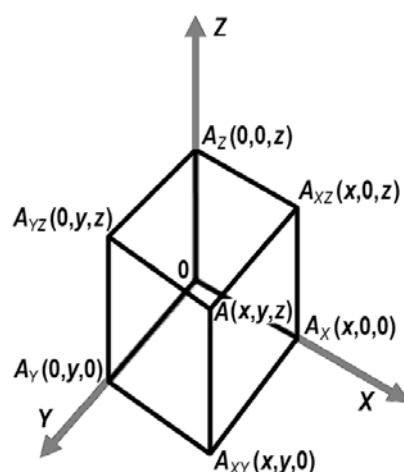


Рис. 2. Множество (пространство) допустимых решений оптимизационной задачи. Точка-план  $A(x, y, z)$  – невырожденная на выпуклом многограннике (кубе); точки-планы  $A_{XY}(x, y, 0)$ ;  $A_{YZ}(0, y, z)$ ;  $A_{XZ}(x, 0, z)$  – вырожденные на выпуклом многограннике (кубе); точки-планы  $A_X(x, 0, 0)$ ;  $A_Y(0, y, 0)$ ;  $A_Z(0, 0, z)$  – вырожденные на выпуклом многограннике (кубе) – случай более сильной вырожденности

Оставим куб неподвижным, а систему координат перенесем в одну из вершин куба так, чтобы оси координат совпадали с гранями куба, исходящими из этой вершины (рис. 2). Теперь только одна вершина  $A(x, y, z)$  является невырожденным допустимым решением. Остальные вершины являются проекциями  $A_{XY}(x, y, 0)$ ,  $A_{YZ}(0, y, z)$ ,  $A_{XZ}(x, 0, z)$  на плоскости и проекциями  $A_X(x, 0, 0)$ ,  $A_Y(0, y, 0)$ ,  $A_Z(0, 0, z)$  на оси координат – все суть вырожденные допустимые решения. Если трактовать эту задачу как задачу оптимизации энергетики (или экономики), то чаще всего именно в одной из вырожденных вершин достигается минимум функции  $F$ .

Куб в пространстве трех координат не изменил своей сущности, он остался на том же месте. Сместив систему координат и сделав перенормировку начала коор-

динат, мы, не изменив сущности задачи, изменили значения координат вершин и всех других точек куба. Значит, одно и то же пространство решений в одной системе координат (системе отсчета) может быть невырожденным и в то же время в другой системе отсчета – вырожденным.

**Замечание.** Как уже говорилось, при построении алгоритмов оптимизации в принятой системе отсчета изначально предполагается, что пространство допустимых решений невырожденно. Однако решение задач оптимизации экономики и энергетики большой размерности приводит к вырожденным локально-оптимальным решениям. Следовательно, по правилам математической логики, в этой системе отсчета первоначальное предположение о невырожденности пространства допустимых решений неверно. Природа задач оптимизации экономики и энергетики большой размерности относит их к классу вырожденных задач оптимизации. Другими словами, пока не удается найти такую систему отсчета, в которой эти задачи были бы невырожденными, и, следовательно, с полным основанием к ним можно было бы применить хорошо разработанные алгоритмы и методы поиска оптимума невырожденных задач оптимизации. Переход от вырожденных пространств к невырожденным не только требует математических преобразований, но и затрагивает метафизическое представление об  $N$ -мерных пространствах и их свойствах. Это особенно важно при переходе от пространства меньшей размерности к пространству большей размерности (хотя бы на единицу) и наоборот. В этом случае возникает вопрос: управляет ли пространство большей размерности действиями пространства хотя бы на единицу меньшей размерности? Если да, то живя в вырожденном пространстве, мы выполняем, как нам кажется, свою волю и свои действия, не осознавая, что воля эта и действия идут нам «свыше», из пространства большей размерности, подобно тому как движущийся «солнечный зайчик» на стене «думает», что это он сам движется в любую точку стены.

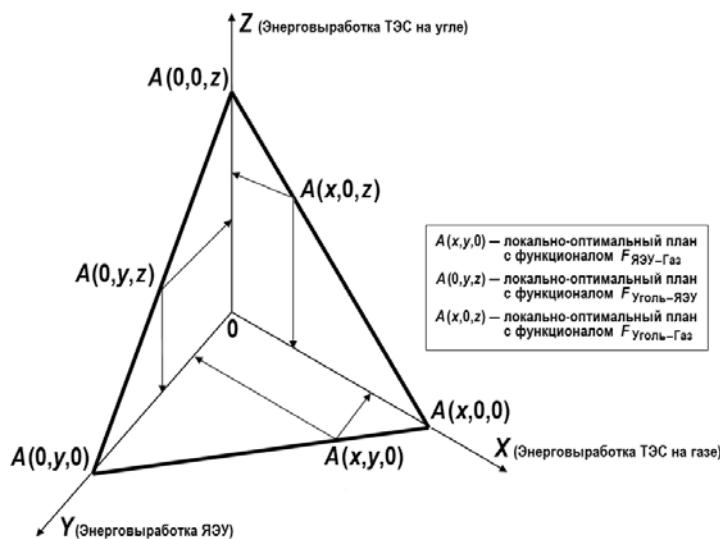


Рис. 3. Энерговыработка в **вырожденных** локально-оптимальных планах с одинаковыми значениями функционала. Функционал – интегральные приведенные затраты на всю программу энерговыработки системы  $F_{\text{Уголь-ЯЭУ}} = F_{\text{Уголь-Газ}} = F_{\text{ЯЭУ-Газ}}$

Усложним пример. На рисунке 3 приведен пример трехмерного пространства решений вырожденной оптимизационной задачи. Оси этого пространства ассоциированы с энерговыработкой: ось  $X$  – с энергиейработкой на газовых ТЭС (теплоэлектростанциях),  $Y$  – на ЯЭУ,  $Z$  – на угольных ТЭС. Этот рисунок показывает, что могут быть вырожденные решения, например, развития энергетики системы, в точках  $A(0, y, z)$  с участием угольных ТЭС и ЯЭУ, в точках  $A(x, 0, z)$  – газовых и угольных ТЭС, в точках  $A(x, y, 0)$  –

газовых ТЭС и ЯЭУ. Могут быть вырожденные решения в точке  $A(0, y, 0)$  с участием только ЯЭУ; в точке  $A(0, 0, z)$  – только угольных ТЭС; в точке  $A(x, 0, 0)$  – только газовых ТЭС. При этом значения целевой функции (функционала) для этих решений могут быть одинаковыми. Другими словами, развитие энергетики системы может происходить по равноценным по значению функционала, но разным по структуре стратегиям (Уголь – ЯЭУ; Уголь – Газ; Газ – ЯЭ; ЯЭ; Уголь; Газ). Возможны более сложные комбинации равноценных стратегий развития энергетики системы.

Многочисленные расчеты на многомерных «невыпуклых, невогнутых» пространствах допустимых решений оптимизационной задачи дают основание представить (рис. 4) это пространство в виде «лунной поверхности» с большим, но конечным количеством кратеров (если речь идет о минимизации функционала). Если же речь идет о максимизации функционала, то кратеры превращаются в свою противоположность – горы.

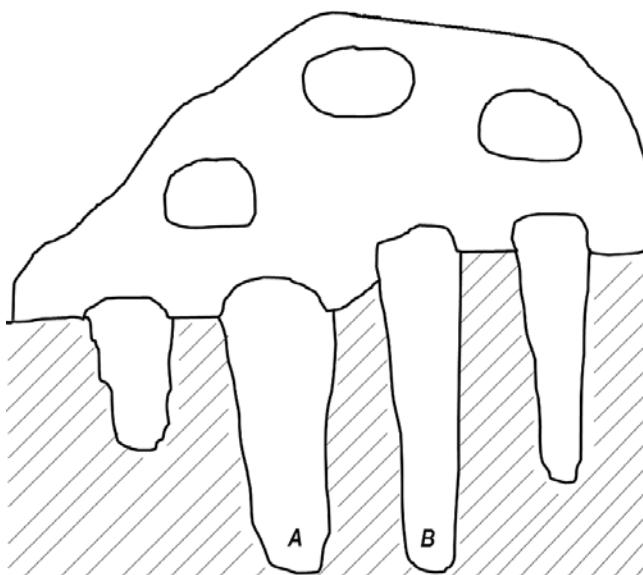


Рис. 4. Фрагмент «лунной поверхности»  $N$ -мерного «невыпуклого, невогнутого» пространства в вырожденной оптимизационной задаче большой размерности. Локально-оптимальный план в точке  $A$  одного кратера «лунной поверхности» отличается по структуре от такового в точке  $B$  другого кратера

Иначе говоря,  $N$ -мерное вырожденное «невыпуклое, невогнутое» пространство оптимизационной задачи большой размерности ( $N \geq 10\,000$ ) подобно «лунной поверхности» с кратерами разной глубины. Кратеры – это окрестности локально-оптимальных планов. На дне кратера находится сам локально-оптимальный план. Глубина кратера характеризует значение оптимизируемого функционала. Среди самых глубоких, но разных кратеров, встречаются кратеры одинаковой глубины. Другими словами, встречаются разные кратеры с одинаковыми значениями функционала локально-оптимального плана. Локальный оптимум (локальный план) в таких кратерах может различаться по структуре. Например, на рис. 4 локально-оптимальный план в точке  $A$  одного из кратеров отличается от такового в точке  $B$  другого кратера, а функционалы оптимизационной задачи для этих точек равны:  $F_A = F_B$ . Попав в кратер, выбраться из него нельзя. Остается отыскать самую глубокую точку кратера (локальный оптимум).

Меняя исходные опорные точки в качестве начала оптимизационного процесса, можно попадать в разные кратеры. Поскольку число кратеров конечно, их можно перебрать все. Соизмеряя значения функционалов локально-оптимальных планов в разных кратерах, можно найти локально-оптимальный план с наилучшим значением функционала (например, в случае минимизации функционала, – с минимальным значением функционала из

всех рассмотренных кратеров). Это и есть оптимальное решение.

Исходные опорные точки можно менять, возмущая правую часть  $b$  или коэффициенты матрицы условий  $A$  из (2).

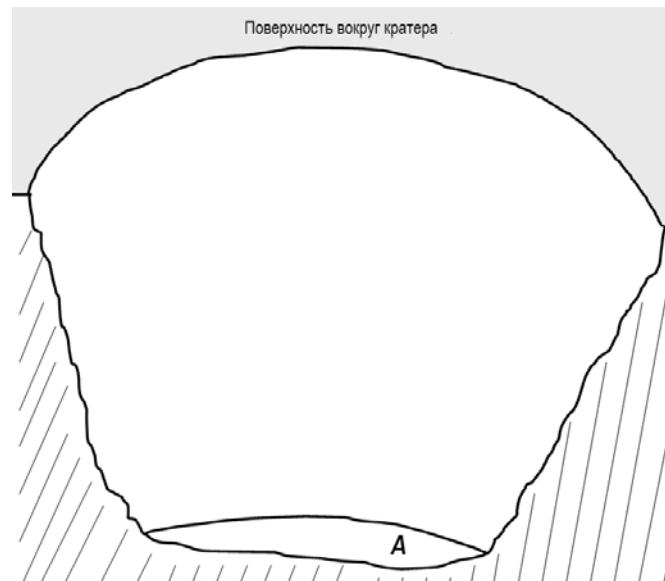


Рис. 5. Типичный кратер «лунной поверхности» с пологим дном в вырожденной оптимизационной задаче большой размерности. Точка  $A$  – локальный оптимум среди всех точек этого кратера

На рисунке 5 показано как выглядят кратер «лунной поверхности» и его дно в таких задачах. Видно, что в вырожденных оптимизационных задачах дно кратера пологое. Каждая точка дна кратера – допустимое решение задачи, отличающееся от соседней точки дна по функционалу на малую величину, однако структура плана в этих соседних точках – разная. В самой глубокой точке  $A$  достигается локальный оптимум. Попав на пологое дно кратера, можно медленно двигаться в точку локального оптимума  $A$ . В этой точке значение оптимизируемого функционала минимально среди всех точек этого кратера.

На рисунке 6 показан более подробно разрез кратера «лунной поверхности». Функционал плана в опорной точке  $F$  на несколько порядков больше, чем в точке локального оптимума  $A$  кратера. Точка  $F$  ( $583 \text{ T\$}$ ) обозначает точку  $F$ , в которой значение функционала плана равно  $583 \cdot 10^{+12}$  долларов США при норме дисконтирования  $0,10$  (1/год). При другой норме дисконтирования значения функционалов в общем случае будут другими. Стрелками показан путь поиска локального оптимума в кратере. Допустимое вырожденное решение на краю обрыва в кратер (точка  $F$ ) является опорной точкой (по терминологии математического программирования), с которой начинается по оптимизационному алгоритму «слалом» на дно кратера в точку локального оптимума  $A$ . В скобках при каждой точке – допустимом решении (плане) – дано значение функционала в  $\text{T\$}$ , т.е.  $1 \cdot 10^{+12}$  долларов США. Как видно, между точкой  $F$  – началом «слалома» и точкой  $A$  – концом «слалома» значение функционала уменьшается на несколько порядков (для конкретного примера на рис. 6 уменьшение составляет два порядка; оно может быть и больше). Движение начинается с точки  $F$  ( $583 \text{ T\$}$ ) обрывом вертикально вниз до площадки с практически одинаковыми значениями функционала в любой точке этой площадки, но все-таки различающимися на малую величину, и далее продолжается по площадке до крайней точки  $E$  ( $282 \text{ T\$}$ ). Затем – опять обрыв вертикально вниз до следующей площадки, и далее – по площадке до крайней точки  $D$  ( $117 \text{ T\$}$ ). Далее – опять обрыв, и все повторяется в крайних точках  $C$  ( $10 \text{ T\$}$ ),  $B$  ( $9 \text{ T\$}$ ). При движении по дну кратера значение функционала изменяется очень слабо, вплоть до локального оптимума – точки  $A$  ( $8 \text{ T\$}$ ).

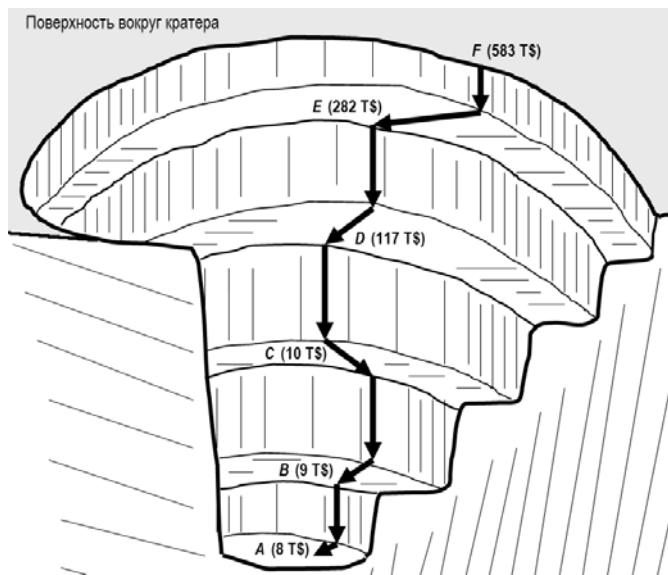


Рис. 6. Типичный кратер «лунной поверхности» в вырожденной оптимизационной задаче большой размерности

Следует отметить, что в вырожденных задачах оптимизации экономики, энергетики, ЯЭ в одном кратере «лунной поверхности» пространства допустимых решений может существовать локально-оптимальный план энергетики со структурой на угольных и газовых энергоустановках (ЭУ), а рядом, в соседней точке, – допустимый план на угольных ЭУ, газовых ЭУ и ЯЭУ. В другом кратере может существовать локально-оптимальный план энергетики с угольными ЭУ, газовыми ЭУ и ЯЭУ, а рядом, в соседней точке, – допустимый план на угольных ЭУ, газовых ЭУ. Под структурой локально-оптимального плана понимается весь базисный вектор переменных математической модели, вошедших в решение, включая комбинацию видов ЭУ и доли их энерговыработки.

Существуют кратеры, в которых локально-оптимальным планом энергетики может быть только ЯЭ, а рядом, в соседних точках, – допустимые планы на угольных ЭУ и газовых ЭУ.

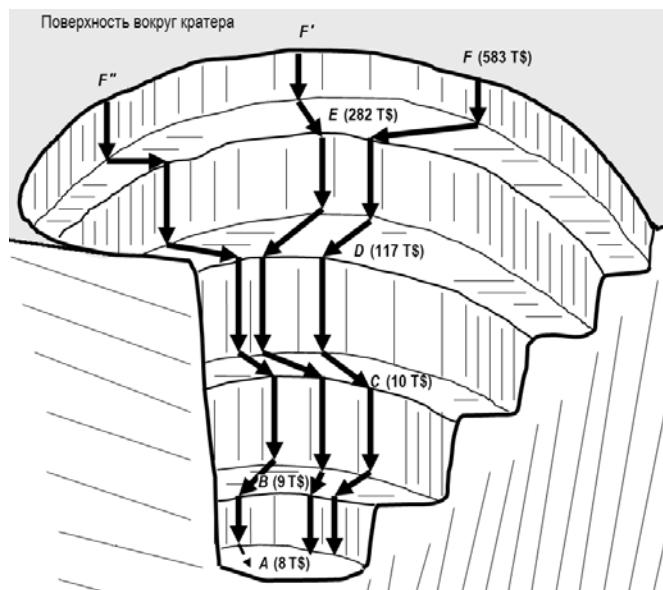


Рис. 7. Кратер «лунной поверхности» с плоским дном в вырожденной оптимизационной задаче большой размерности

## ЭКОНОМИКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

Возможны любые комбинации конкурирующих энерготехнологий в допустимых планах, находящихся рядом с локально-оптимальным планом кратера.

В вырожденных задачах оптимизации большой размерности возможны поверхности допустимых решений с небольшим числом кратеров или даже с одним кратером. На рисунке 7 показан такой кратер. Поиск локального оптимума может происходить из разных опорных точек, например, точек  $F, F', F''$ . Спуск на дно кратера из точек  $F, F', F''$  производится по своему пути до *плоского* дна кратера. Плоское дно кратера, включая границу дна, образует множество точек (локально-оптимальных планов) с наименьшим в этом кратере одинаковым значением функционала. Плоское дно, например, может быть параллельно плоскости  $X, Y$  (см. рис. 3), так что геометрически становится понятным, что у всех точек дна значение функционала одинаково. Однако в разных точках дна кратера разная структура локально-оптимального плана. Так, всего лишь в одном кратере поверхности допустимых решений раскрывается на его дне, *если дно плоское*, вся возможная картина вырожденных локально-оптимальных планов. Например, в отношении энергетики возможны все вышеупомянутые комбинации энерговыработки с угольными ЭУ, газовыми ЭУ, ЯЭУ. Разумеется, в  $N$ -мерных пространствах под плоскостью подразумевается гиперплоскость, а под поверхностью –  $N$ -мерная поверхность, т.е. гиперповерхность.

На рисунке 7 показаны на дне кратера точки, являющиеся граничными точками дна кратера, куда приводит алгоритм оптимизации. В этих точках разные по структуре локально-оптимальные планы. Дальше алгоритм в поиске плана с еще меньшим функционалом не сдвигается с места, поскольку «поисковик» алгоритма, реагирующий на изменение значения функционала, попал на поверхность (дно), все точки которой имеют одинаковое значение функционала. Чтобы продолжить поиск локально-оптимального плана с другой структурой (например, структурой, в которой присутствуют ЯЭУ), нужно в алгоритм ввести процедуры «возмущения» границ ресурсов и переменных оптимизационной задачи. Это позволяет находить точки (локально-оптимальные планы) дна кратера, удаленные от границы этого дна. Все точки плоского дна имеют наименьшее в этом кратере одинаковое значение функционала. Таким образом, множество точек дна, включая границы этого дна, порождают множество локально-оптимальных планов в вырожденной оптимизационной задаче большой размерности. Штриховой линией на плоском дне кратера рис. 7 показан путь-вектор, который приводит к точке, удаленной от границы дна кратера, в процессе поиска локально-оптимального плана с другой структурой плана, чем локально-оптимальный план в точке на границе плоского дна.

Прежде всего далее нас будут интересовать кратеры, в которых в локально-оптимальных планах присутствуют ЯЭУ.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Принятие системных решений (и особенно сложных) основывается на теории оптимального планирования. К таким решениям относятся решения в области экономики и энергетики. В реальных задачах оптимального планирования подобные решения являются вырожденными решениями экономики и энергетики.

В примитивно понимаемой математике вырожденность – это упрощение. Однако это не так. В современной математике  $N$ -мерных пространств (именно они описывают реальные процессы) вырожденность – это серьезное усложнение. Она связана с «особенностями», например, большим количеством базисных переменных решения задачи, равных нулю. Небольшое возмущение условий задачи (в рамках неопределенности исходных данных) меняет номера базисных переменных, равных нулю. Получить устойчивое допустимое решение всей системы (например, энергосистемы) как согласованное решение отдельных ее звеньев весьма затруднительно. Ведь в базисах решений каждого звена системы происходит упомянутая «текучесть» вырожден-

ного решения. К сожалению, на сегодня нет эффективных методов решения вырожденных задач большой размерности из-за величайшей сложности таких задач.

Расчетные исследования оптимальных систем большой размерности привели к пониманию вырожденного пространства допустимых решений экономики и энергетики как множества точек на «лунной поверхности», изрытой конечным количеством кратеров. Локально-оптимальные решения таких задач достигаются на дне кратеров. Среди равновеликих кратеров с одинаковыми значениями функционалов развития экономики и энергетики встречаются кратеры, отображающие ситуацию в экономике и энергетике (среди прочих возможных разнородных комбинаций состояний экономики и энергетических технологий) только на угольных и газовых энергоустановках; только на угольных, газовых, ядерных энергоустановках; только на ЯЭУ.

Эмпирическое описание пространства допустимых решений вырожденных задач оптимизации экономики и энергетики основано на почти 40-летнем авторском опыте решения задач оптимизации большой размерности. Некоторые результаты таких расчетов для энергетики России приведены в [5]. В последующих статьях будут рассмотрены вырожденные оптимальные планы развития энергетики России для вариантов экономики с разной ценой времени и показаны системные критерии оценки оптимальности имеющихся и перспективных ЭУ (включая разные типы ЯЭУ). Это важный этап системного проектирования ЭУ (ЯЭУ).

### **Литература**

1. Линейные неравенства и смежные вопросы. / Сб. статей под ред. Г.У. Куна и А.У. Таккера. – М.: Изд-во иностранной литературы, 1959. - 472 с.
2. Гасс С. Линейное программирование (методы и приложения). –М.: Гос. изд-во физ.-мат. литературы, 1961. - 304 с.
3. Данциг Дж. Линейное программирование, его обобщения и применения. –М.: Прогресс, 1966. - 600 с.
4. Интрилигатор М. Математические методы оптимизации и экономическая теория. –М.: Прогресс, 1975. - 606 с.
5. Клименко А.В. Может ли ядерная энергетика стать конкурентоспособной на свободном рынке энергии // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2013. №4. С.17-28.

Поступила в редакцию 16.02.2015 г.

### **Автор**

Клименко Анатолий Васильевич, директор Общественного фонда Института системно-экономических исследований им. Я.В. Шевелёва; доктор техн. наук, профессор НИЯУ МИФИ  
E-mail: [anatoly-klimenko@yandex.ru](mailto:anatoly-klimenko@yandex.ru)

UDC 519.87:621.039.5

## **DEGENERATE OPTIMIZATION PROBLEMS OF ECONOMICS AND POWER ENGINEERING**

Klimenko A.V.

Social Fund «Y.V. Sheveliov Institute for Systems and Economic Research»  
6a, K. Marx str., Elektrostal', Moscow Reg., 144001 Russia  
NRNU MEPhI, 31, Kashirskoe shosse, Moscow, 115409 Russia

### **ABSTRACT**

Optimization of large economic and power engineering systems leads to degenerate solutions of high dimension. This is a very strong mathematical complication. However it allows to consider future development of the power industry based on simultaneous use of nuclear power plants (NPPs) together with coal- and gas power plants, or solely

on NPPs. This requires system optimization of NPP parameters.

Calculations of optimal systems of high dimension have shown that the degenerate space of possible solutions for economics and power engineering can be seen as a set of points on a lunar surface pitted with a finite number of craters. This degenerate space can be referred to as «non-convex, non-concave».

In other words, the  $N$ -dimensional degenerate «non-convex, non-concave» space of large dimension ( $N \geq 10\,000$ ) resembles a «lunar surface» with craters of different depth. Craters are the neighborhoods of locally-optimal solutions, the latter being at the crater's bottom. The crater's depth defines the value of the optimization functional. Among the most deep, but otherwise different craters, there are craters of equal depth, i.e. craters with the same value of the locally-optimized optimization functional. Local optima (local plans) in different craters can differ by the structure but have the same value of the optimization functional.

Calculations show that among the craters of equal size (with the same values of the functional at the locally-optimized plans of economics and power engineering development) there are craters with locally-optimal plans of development (among other possible heterogeneous combinations of economics and power technologies) only with coal and gas, or coal, gas and nuclear facilities, or only with NPPs. Comparing the values of the optimization functional in different craters, one can find the optimal solution – a locally-optimal plan with the best value of the functional (for example, in the case of minimization – with the minimal value of the functional among all craters).

**Key words:** degenerate optimization problem, economy, power, electric power system, power plant, nuclear power plant, an optimality, non-optimality, rate of discounting, lunar surface, crater.

#### REFERENCES

1. Linejnye neraventstva i smezhnye voprosy. Sbornik statej pod redakciej H.W. Kuhn i A.W. Tucker [Linear Inequalities and Related Systems. Edited by H.W. Kuhn and A.W. Tucker. Princeton. 1956]. Moscow, Inostrannaya Literatura Publ., 1959. 472 p. (in Russian).
2. Gass S.I. Linejnoe programmirovaniye (metody i prilozheniya) [Gass S.I. Linear Programming. Methods and Applications. New York-Toronto-London. 1958]. Moscow, Fiziko-matematicheskaja Literatury State Publ., 1961. 304 p. (in Russian).
3. Dantzig G.B. Linejnoe programmirovaniye, ego obobscheniya i primeneniya [Dantzig G.B. Linear Programming and Extensions. Princeton-New Jersey. 1963]. Moscow, Progress Publ., 1966. 600 p. (in Russian).
4. Intriligator M. Matematicheskie metody optimizatsii i ekonomicheskaya teoriya [Intriligator M. Mathematical Optimization and Economic Theory. N.Y., 1971]. Moscow, Progress Publ., 1971. 606 p. (in Russian).
5. Klimenko A.V. Mozhet li yadernaya energetika stat' konkurentospособnoj na svobodnom rynke energii [There can be a nuclear power to competitive energy in the free market]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2013, no. 4, pp. 17-28. (in Russian).

#### Author

Klimenko Anatoly Vasil'evich, Director of the Social Fund «Y.V. Sheveliov Institute for Systems and Economic Research», Dr.Sci. (Engineering), Professor  
E-mail: [anatoly-klimenko@yandex.ru](mailto:anatoly-klimenko@yandex.ru)

## ИСТОРИЯ Ю.А. КАЗАНСКОГО. КРАТКИЙ КУРС (к 85-летию со дня рождения)

Юрий Алексеевич КАЗАНСКИЙ, доктор физико-математических наук, профессор, академик Международной академии наук высшей школы, заслуженный деятель науки и техники Российской Федерации, почетный гражданин города Обнинска, первый ректор ИАТЭ, главный редактор журнала «Известия вузов. Ядерная энергетика», родился 18 октября 1930 г. в Ленинграде на Петроградской стороне. Авторитетные астрологи утверждают, что коль скоро он родился в год Лошади в зодиакальном знаке Весов под покровительством планеты Сатурн, то ему, долгожителю, уготована судьба коня-труженика, принимающего взвешенные решения. И, оказывается, это действительно так.

В 1948 г. с серебряной медалью Юрий окончил школу и поступил на факультет строения вещества Московского высшего технического училища имени Баумана (МВТУ имени Н.Э. Баумана). Через три года Юрия Казанского вместе с другими студентами-отличниками МЭИ, МГУ и ЛГУ перевели в созданный на базе Московского механического института (ММИ) Московский инженерно-физический институт (МИФИ).

В 1954 г. после окончания МИФИ был направлен в п/я 276 МВД СССР Малоярославец-1 (позже, Физико-энергетический институт – ФЭИ), где занялся разработкой радиационной защиты для небольших свинцово-висмутовых реакторов мощностью 75 и 100 МВт, использующихся на атомных подводных лодках.

В 1959 г. по материалам четырехлетней работы защитил кандидатскую диссертацию (руководитель С.Г. Цыпин).

В 1961 г. в свет выходит первая книга – «Физические исследования защиты реакторов».

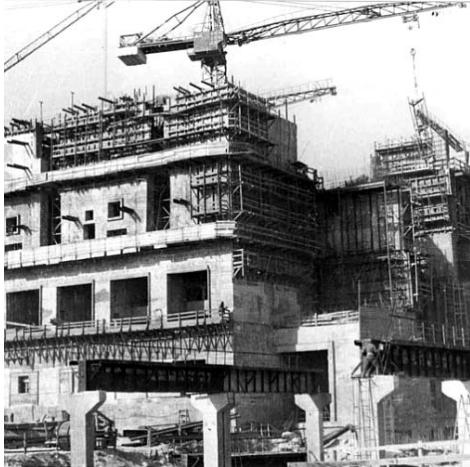


В 1963 г. он участвует на Центральном телевидении в победоносной встрече первой в Обнинске команды КВН с командой Дубны. После сольного исполнения переработанной арии Кончака («Здоров ли, капитан? Что приуныл ты, гость мой? ...Я привез их [красавиц] четыре автобуса, хочешь – любую из них ты себе выбирай!») прославился на весь Советский Союз.

В 1967 г. ученик и заместитель А.И. Лейпунского В.В. Орлов «забрал» Казанского заниматься быстрыми реакторами. Юрий Алексеевич становится руководителем комплекса «лаборатория 68 – стенды БФС», а затем возглавляет экспериментальный отдел № 19. Через десять лет будет написана и защищена докторская диссертация. По рекомендации О.Д. Казачковского начал читать лекции в Обнинском филиале МИФИ.

В 1970 г. впервые выезжает в зарубежную командировку (Аргонская лаборатория, США). По возвращении в Обнинск руководит пусками крупнейшего в мире стенда БФС-2 и стенда БФС-Микротрон (реакторная спектроскопия). Стендам посвящаются экспозиции ВДНХ СССР.

К 1972 г. признан одним из лучших специалистов в мире по быстрым реакторам, назначен научным руководителем физического пуска первого в мире промышленного быстрого реактора БН-350 в г. Шевченко. Через 8 лет (в начале 1980 г.) произойдет физпуск быстрого реактора БН-600 на Белоярской АЭС. Руководителя физпуска Ю.А. Казанского наградят орденом «Знак Почета».



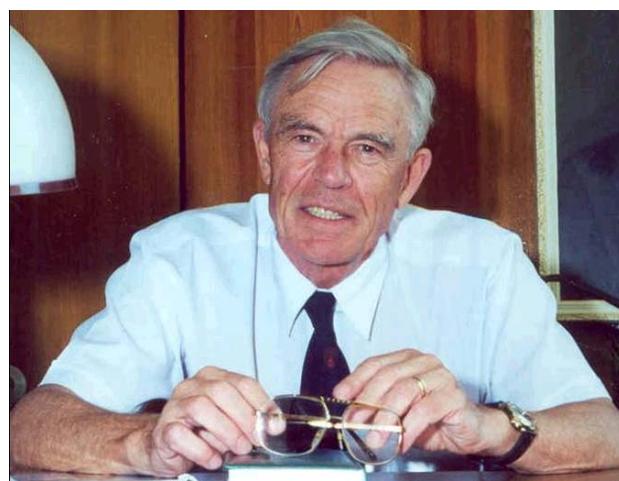
Строительство БН-350



Руководитель физпуска БН-350

1976 – 1985 гг. Казанский работает представителем СССР в Комитете по физике реакторов Агентства ядерной энергетики NEA CRP OECD; в этот же период он руководит с советской стороны совместной советско-французской программой работ по физике быстрых реакторов.

18 октября 1985 г. в свое 55-летие Ю.А. Казанский становится первым ректором Обнинского института атомной энергетики (ИАТЭ), выросшего на базе Обнинского филиала МИФИ, основанного Владимиром Николаевичем Глазановым. Институту не хватало площадей, кадров, денег, и с помощью министра среднего машиностроения СССР Е.П. Славского и министра высшего и среднего специального образования СССР образования Г.А. Ягодина для нового института был «выбит» фонд, включавший не столько деньги, сколько резерв строительных услуг и материалов. Это позволило построить второй корпус института, ввести поточные аудитории, спортзал, библиотеку и два девятиэтажных общежития.



Первый ректор ИАТЭ

Чернобыльская катастрофа и горбачевская Перестройка тяжелым камнем упали на планы развития института. Тем не менее, за годы ректорства Казанского ИАТЭ вырос из скромного филиала в современный вуз с новыми зданиями, общежитиями, лабораторной базой и вошел в тридцатку лучших вузов России.

Были открыты аспирантура, докторский диссертационный совет, проблемные и отраслевые лаборатории. Бурно растет число кандидатов и докторов наук. Вуз проводит конференции и семинары, в том числе и международные, с 1993 г. выпускает журнал ВАК «Известия вузов. Ядерная энергетика», бессменным главным редактором которого является профессор Казанский. Развивается международное сотрудничество, в рамках которого осуществляются совместные научно-исследовательские работы, обмен студентами и аспирантами. Семь факультетов, 25 кафедр, свыше 20-ти специальностей, более 3000 студентов, команда КВН, студенческое научное общество, своя газета, студенческий клуб – этому немало способствовал высокий авторитет Ю.А. Казанского как ученого и педагога.

В 2000 г. Юрий Алексеевич добровольно оставил должность ректора, предварительно выполнив титаническую работу по подготовке преобразования ИАТЭ в Обнинский государственный университет атомной энергетики.

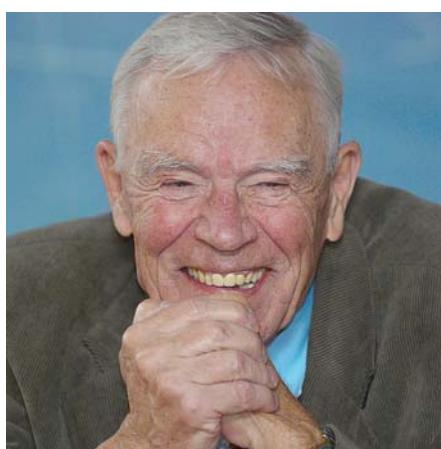
Он переключается на внедрение ИТ-технологий в образовательный процесс и начинает заниматься разработкой малых реакторов с большой надежностью. Возглавляемая им группа ученых обнинского центра «Моделирующие системы» проектирует два реактора сверхмалой мощности (7 – 10 МВт): «Марс» (для медицинских целей) и «Мастер» (для обеспечения энергией отдельных зданий).

Одновременно Казанский остается профессором кафедры «Расчет и конструирование реакторов» Обнинского института атомной энергетики и является одним из основателей лицея «Физико-математическая школа» в Обнинске.

Неугомонный ум ученого требует новых задач. Закрыв для себя тему реакторов сверхмалой мощности, на девятом десятке лет Казанский занялся проблемами оптимального топливного цикла и радиоактивных отходов...

Около 200 опубликованных научных работ, десятки монографий и учебных пособий, в том числе переведенные на английский и французский языки, десять питомцев, успешно защитивших кандидатские и докторские диссертации.

Огромный вклад в науку и образование по достоинству оценен Государством: орден «Знак Почета», медаль «За трудовую доблесть», медаль «За спасение погибавших», серебряные медали ВДНХ, медаль ордена «За заслуги перед Отечеством» II степени, многочисленные отраслевые награды, среди которых ордена «И.В. Курчатова» I и III степени.



Широко известна и общественная деятельность Ю.А. Казанского: первый председатель городского Собрания, на протяжении ряда лет председатель совета городского Дома ученых, в настоящее время – член центрального правления Ядерного общества Российской Федерации.

За порядочность, открытость, принципиальность, душевную широту, многогранность коллеги, сотрудники, аспиранты и студенты любят, ценят и уважают Юрия Алексеевич КАЗАНСКОГО – Человека и Гражданина.

