

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

**ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ  
ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА  
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ**

Издается с 1993 г.

**N3 2014 г.**

**СОДЕРЖАНИЕ**

**БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ**

*Ю.М. Ашурко, К.А. Андреева, И.В. Бурьевский, А.В. Волков, В.А. Елисеев, А.В. Егоров, И.А. Кузнецов,  
Л.В. Коробейникова, В.И. Матвеев, Н.В. Соломонова, Ю.С. Хомяков, А.Н. Царапкина*

Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности .....	5
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	---

*М.Б. Бакиров, В. П. Поваров, Д. А. Николаев, А. Ф. Громов, В. И. Левчук*

Разработка технологии непрерывного акусто-эмиссионного мониторинга эксплуатационной повреждаемости металла ответственного оборудования атомных станций ....	15
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

*С.В. Павлов*

Методология материаловедческих исследований ТВС и твэлов ВВЭР для оперативного сопровождения внедрения нового топлива на АЭС .....	25
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

*Е.В. Никулин, А.В. Соболев, Ю.В. Волков*

Оценка показателей безопасности для реактора типа МБИР с помощью расчетного кода RELAP .....	35
----------------------------------------------------------------------------------------------	----

**МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

*С.И. Битюков, Н.И. Красников, А.В. Максимушкина, А.Н. Никитенко, В.В. Смирнова*

Метод статистического сравнения данных и его применение для анализа экспериментальных ядерно-физических данных .....	43
----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

**ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ**

*А.В. Левченко, Ю.Г. Забарянский, А.А. Головин, Н.К. Вознесенский, Ю.А. Кураченко*

Программное обеспечение радионуклидной вертебропластики .....	52
---------------------------------------------------------------	----

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

- О.Ю. Кочнов, Ю.Д. Левченко, И.А. Чусов*  
Теплогидравлическое обоснование возможности установки контейнеров с урансодержащим материалом в экспериментальный канал реактора ВВР-ц ..... 62

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

- К.Г. Легких, В.Б. Смыков*  
ТМетод очистки жидких радиоактивных отходов и концентратов от органической составляющей ..... 73

- А.В. Мицкевич*  
Разработка методики нейтронного спектрального анализа для оценки содержания делящихся изотопов в ОТВС ..... 82

## ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

- В.Н. Кощеев, Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля*  
Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты ..... 93

- Ю.В. Волков*  
Стохастическая теория ядерных реакторов нулевой мощности.  
Часть 3. Стохастические дифференциальные уравнения точечной кинетики реактора.  
Слабый посторонний источник нейтронов. Анализ модели  
эквивалентного шума реактивности ..... 102

- Д.М. Титов, С.Л. Дорохович, Ю.А. Казанский*  
Пути оптимизации коэффициентов реактивности активной зоны  
реактора теплоснабжения «МАСТЕР» ..... 113

## CONTENTS

### SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>Ashurko Yu.M., Andreeva K.A., Burevsky I.V., Volkov A.V., Eliseev V.A., Egorov A.V., Kuznetsov I.A., Korobeynikova L.V., Matveev V.I., Solomonova N.V., Khomyakov Yu.S., Tsarapkina A.N.</i>	
Investigation of the SVRE influence on the safety of large size sodium fast reactor .....	5
<i>Bakirov M.B., Povarov V.P., Nikolaev D.A., Gromov A.F., Levchuk V.I.</i>	
Development of technology for continuous acoustic-emission monitoring of metal operational damaging of nuclear power plants main equipment.....	15
<i>Pavlov S.V.</i>	
Methodology of material testing for VVER fuel assemblies and fuel rods to support introduction of new fuel at NPPs .....	25
<i>Nikulin E.V., Sobolev A.V., Volkov Yu.V.</i>	
Safety assessment for the MBIR reactor using the RELAP code .....	35

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

<i>Bityukov S.I., Krasnikov N.V., Maksimushkina A.V., Nikitenko A.N., Smirnova V.V.</i>	
A method for statistical comparison of data sets and its uses in analysis of nuclear physics data .....	43

### APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND TOOLS

<i>Levchenko A.V., Zabaryansky Yu.G., Golovin A.A., Voznesensky N.K., Kurachenko Yu.A.</i>	
Software for the radionuclide vertebroplasty .....	52

### THERMAL PHYSICS AND THERMAL HYDRAULICS

<i>Kochnov O.Yu., Levchenko Yu.D., Chusov I.A.</i>	
Thermohydraulic justification for the installation of block-containers with uranium-bearing material into experimental channel of WWR-c reactor .....	62

### FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

<i>Legikh K.G., Smykov V.B.</i>	
Method purification of liquid radioactive wastes and concentrates from organic impurities .....	73
<i>Mitskevich A.V.</i>	
Development of neutron spectrum analysis method to assess the content of fissile isotopes in SFA .....	82

**PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS**

<i>Koscheev V.N., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M.</i>	
ABBN-RF group constants library for nuclear reactor and shielding calculations .....	93
<i>Volkov Yu. V.</i>	
Stochastic theory of zero power nuclear reactors.	
Part 3. Stochastic differential equations of zero-dimensional reactor kinetics.	
Weak external neutron source. Analysis of the equivalent reactivity noise model .....	102
<i>Titov D.M., Dorokhovich S.L., Kazansky Yu.A.</i>	
Approaches to optimization of core reactivity coefficients for the MASTER heat supply reactor .....	113

# ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ НАТРИЕВОГО ПУСТОТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ НА БЕЗОПАСНОСТЬ БЫСТРОГО НАТРИЕВОГО РЕАКТОРА БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

**Ю.М. Ашурко, К.А. Андреева, И.В. Бурьевский, А.В. Волков,  
В.А. Елисеев, А.В. Егоров, И.А. Кузнецов, Л.В. Коробейникова,  
В.И. Матвеев, Н.В. Соломонова, Ю.С. Хомяков, А.Н. Царапкина**  
ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского. 249033, Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Проанализирован процесс протекания запроектной аварии UL0F для различных вариантов активной зоны реактора БН-1200 с МОКС-топливом. Показано, что во всех рассмотренных вариантах разрушения активной зоны не происходит, хотя возможны кипение теплоносителя и разгерметизация тзвэлов. Введение в активную зону воспроизводящей прослойки повышает ее самозащищенность.

**Ключевые слова:** быстрые реакторы, безопасность, запроектная авария UL0F, кипение натрия, натриевый пустотный эффект реактивности.

## ВВЕДЕНИЕ

Разработчики проектов быстрых натриевых реакторов неоднократно обращались к анализу и обсуждению проблемы положительного натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) и его влияния на безопасность реактора. Одним из эффективных решений, направленных на снижение положительного НПЭР, которое принято в проекте реактора БН-800, является создание так называемой «натриевой полости» над активной зоной. Это увеличивает утечку нейтронов в случае удаления натрия из активной зоны и вводит отрицательную реактивность [1]. Натриевая полость располагается на месте верхнего торцевого экрана и представляет собой пустые чехлы ТВС. Аналогичное решение принято и в новом проекте реактора большой мощности БН-1200 [2].

Выполненные ранее расчеты аварии UL0F для реактора типа БН-1200 с МОКС-топливом показали сильную зависимость характера протекания аварийного процесса и его последствий от степени детализации пространственного описания эффектов реактивности в активной зоне. В данной работе была использована более точная методика учета неаддитивности пространственных эффектов реактивности, обусловленных удалением натрия из различных областей активной зоны, что позволяет более корректно моделировать характер изменения реактивности в ходе развития аварийного процесса и, соответственно, более точно предсказывать его последствия.

Следует отметить, что в проекте реактора БН-1200 наряду с двумя независимыми

© Ю.М. Ашурко, К.А. Андреева, И.В. Бурьевский, А.В. Волков, В.А. Елисеев, А.В. Егоров, И.А. Кузнецов, Л.В. Коробейникова, В.И. Матвеев, Н.В. Соломонова, Ю.С. Хомяков, А.Н. Царапкина, 2014

штатными системами аварийной защиты (автоматически срабатывающими при отключении энергоснабжения) предусмотрены две дополнительные пассивные системы защиты на различных принципах срабатывания – гидравлически взвешенные стержни и стержни, срабатывающие при превышении температуры. Они предназначены для управления запроектной аварией UL0F в случае отказа штатной аварийной защиты. Тем не менее, в целях демонстрации высокого уровня самозащищенности реактора БН-1200 рассматривается гипотетическая ситуация, в которой постулируется отказ всех органов пассивной аварийной защиты.

Расчетные исследования были проведены для двух вариантов активной зоны БН-1200 на смешанном оксидном топливе:

- базового (с гомогенной активной зоной),
- модернизированного (с аксиальной воспроизводящей прослойкой).

### ИССЛЕДОВАНИЯ БАЗОВОГО ВАРИАНТА АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Активная зона реактора БН-1200 имеет малую высоту (85 см) при большом диаметре (~418 см,  $H/D = 0,2$ ), над активной зоной располагается натриевая полость высотой 40 см, а над ней – верхняя борная защита. Активная зона в R-Z-геометрии представлена на рис. 1. Основные исходные параметры даны в табл. 1.



Рис. 1. Базовая модель активной зоны БН-1200 с натриевой полостью

Таблица 1

### Исходные параметры базового варианта активной зоны

Тепловая мощность реактора БН-1200, МВт	2900
Длительность кампании, эфф. сут	5×330
Вид топлива	UO <sub>2</sub> +PuO <sub>2</sub>
Эффективная плотность топлива в твэлах, г/см <sup>3</sup>	9,2
Воспроизводящий материал	UO <sub>2</sub> (обедненный)

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА НПЭР

Расчеты НПЭР проводились по двум кодам:

- TRIGEX – инженерный код для расчетов нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов в диффузационном приближении и трехмерной GEX-Z-геометрии;
- MMKKENO – прецизионный код для расчета характеристик реакторов методом Монте-Карло с индикаторами рассеяния в  $P_\infty$ -приближении. В обоих кодах используются мультигрупповая библиотека констант БНАБ-93 и система их подготовки CONSYST.

В расчетах по MMKKENO использовалось детальное (потвэльное) описание эле-

ментов активной зоны как в радиальном, так и в вертикальном направлениях. Статистическая точность расчета  $k_{\text{эфф}}$  составляла 0,01%  $\Delta k/k$ , точность расчета НПЭР – 0,014%  $\Delta k/k$ . В расчетах НПЭР натрий не удалялся из РО СУЗ.

Исследования показали, что

- удаление натрия только из активной зоны дает положительный эффект, линейно зависящий от плотности натрия; результаты его расчета по диффузионным и транспортным кодам практически совпадают;

- удаление натрия из полости дает отрицательный нелинейный по высоте эффект; результаты его расчета по транспортным кодам показывают более положительную величину (на ~0,2 % $\Delta k/k$ ), чем по диффузионным;

- НПЭР (удаление натрия из натриевой полости, концевиков твэлов и активной части ТВС) является результатом сложения этих двух эффектов, нелинейно зависит от плотности натрия и имеет слабоположительное значение.

Нелинейность эффективности натрия в натриевой полости (НП) можно проиллюстрировать следующим образом. Разбив натриевую полость на четыре вертикальных слоя толщиной по 10 см, определим НПЭР при удалении натрия из них по двум сценариям:

- натрий последовательно удаляется сначала из верхней четверти НП, затем – из половины НП, далее – из зоны высотой 30 см и, наконец, из всей НП;

- натрий удаляется только из каждого слоя НП.

Из таблицы 2 видно, что наибольшую ценность натрий имеет в верхнем слое НП, граничащем с верхней борной защитой, а наименьшую – в нижнем слое, граничащем с активной зоной.

Таблица 2

#### **Зависимость НПЭР от последовательности удаления натрия из различных слоев НП**

Слой с удалением натрия	Сценарий 1 (% $\Delta k/k$ )	Сценарий 2 (% $\Delta k/k$ )
1	-0,34	-0,34
2	-0,56	-0,21
3	-0,72	-0,12
4	-0,86	-0,07

Для получения исходных данных, необходимых для расчета аварии типа UL0F, были рассмотрены два сценария удаления натрия из реактора, соответствующие возможным сценариям развития кипения.

Первый (упрощенный) сценарий предполагает начало кипения в верхней части активной зоны и его распространение вверх, а затем и вниз. Для этого активная зона по высоте была разбита на три слоя (сверху вниз): A31, A32, A33 высотой 30, 25, 30 см соответственно. Осушение происходит в следующем порядке:

- натрий удаляется из верхнего слоя активной зоны высотой 30 см;
- область осушения распространяется вверх на концевики твэлов;
- область осушения распространяется в натриевую полость;
- область осушения захватывает верхнюю борную защиту;
- область осушения распространяется вниз; сначала захватывается центральный слой активной зоны, затем – нижний;
- натрий удаляется из нижнего торцевого экрана.

Изменение НПЭР для предложенного сценария удаления натрия представлено на рис. 2, по оси абсцисс отложены этапы осушения реактора. Можно видеть систематическое расхождение в величинах НПЭР, полученных по TRIGEX и MMKKENO, которое достигает максимума в случае удаления натрия из верхней трети активной зоны и всех вышележащих слоев.

жащих областей ( $\sim 0.3\% \Delta k/k$ ).

Второй (подробный) сценарий осушения реактора предполагает последовательное удаление натрия нарастающим порядком из радиальных зон реактора, начиная от его центра, при этом внутри каждой радиальной зоны происходит последовательное осушение по первому сценарию.

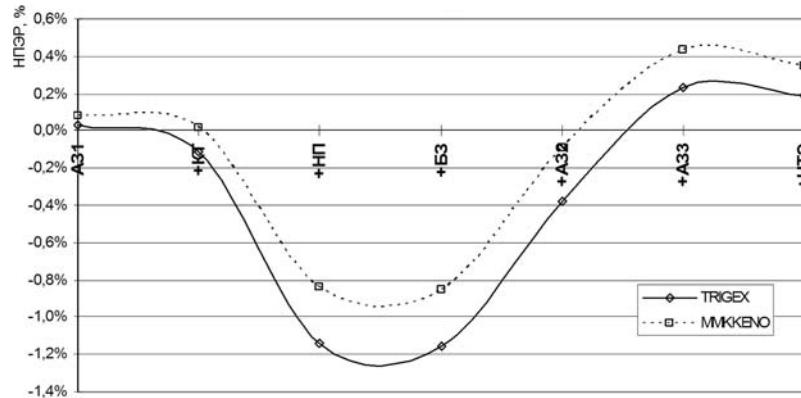


Рис. 2. Изменение НПЭР ( $\% \Delta k/k$ ) при первом сценарии опустошения реактора

Для этого расчетная модель реактора была разбита на семь радиальных зон со следующим количеством ТВС:

радиальная зона	1	2	3	4	5	6	7
количество ТВС	30	42	60	90	60	66	84

При таком сценарии получается пульсирующее развитие пустотного эффекта реактивности, соответствующее реальному развитию кипения теплоносителя (рис. 3). По оси абсцисс отложены радиальные подзоны (от центра), при этом внутри каждой подзоны осушение реактора происходит по первому сценарию. На этом же рисунке показано развитие пустотного эффекта реактивности и для другого варианта активной зоны – с воспроизводящей прослойкой.

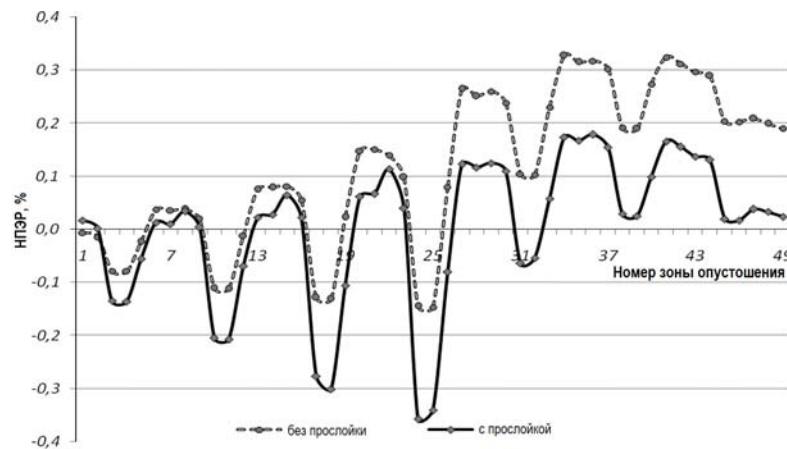


Рис. 3. Развитие пустотного эффекта реактивности по второму сценарию,  $\% \Delta k/k$

## АКТИВНАЯ ЗОНА С АКСИАЛЬНОЙ ГЕТЕРОГЕННОСТЬЮ

Для увеличения самозащищенности реактора в авариях типа ULOF применяется модифицированный вариант активной зоны с аксиальной прослойкой из двуокиси обеденного урана [1]. Прослойка толщиной 20 см располагается в центральной плоскости

активной зоны и занимает только центральную ее часть, два периферийных ряда ТВС не содержат прослойки. Это приводит к увеличению вертикальной утечки нейтронов и, соответственно, к росту отрицательной компоненты НПЭР. Дополнительное снижение НПЭР происходит вследствие дальнейшего обогащения топлива.

Прослойка формирует специфическое вертикальное распределение тепловыделений в активной зоне, причем благодаря ее выравнивающему действию максимальное тепловыделение оказывается меньше, чем в традиционной (гомогенной) компоновке.

Анализируя развитие пустотного эффекта реактивности для такого варианта активной зоны (в сравнении с базовым вариантом) (см. рис. 3), можно видеть, что по мере развития кипения кривая реактивности для варианта с прослойкой располагается ниже кривой для базового варианта.

НПЭР является интегральным и предельным проявлением плотностного коэффициента реактивности (ПКР), поэтому он должен коррелировать с плотностным эффектом. Пример такой корреляции представлен на рис. 4; по оси абсцисс (как и на рис. 3) отложены области вскипания теплоносителя.

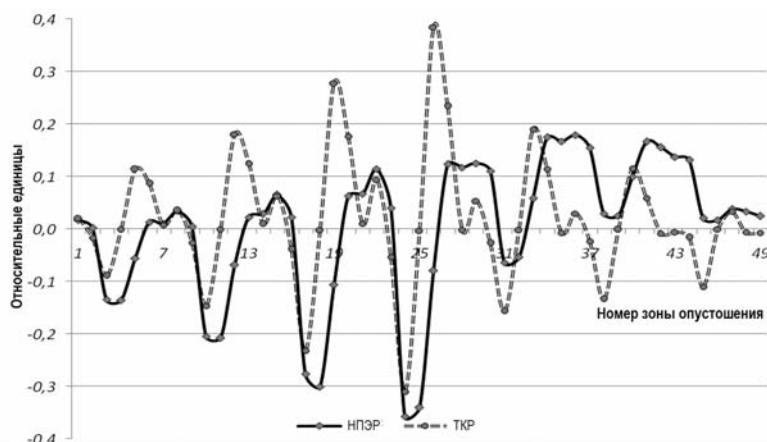


Рис. 4. Корреляция НПЭР и плотностного эффекта реактивности при развитии кипения по второму сценарию (активная зона с прослойкой)

Из рисунка видно, что плотностной коэффициент реактивности (локальная характеристика) имеет более резкий и сложный ход. Для НПЭР как для интегральной характеристики эти скачки смазываются.

Сравнивая температурно-мощностные эффекты реактивности варианта с прослойкой и базового варианта, можно отметить, что вариант с прослойкой имеет большую (на 4 % отн.) доплеровскую составляющую температурного коэффициента реактивности, но существенно (на 11 % отн.) меньшую доплеровскую составляющую мощностного коэффициента; почти вдвое меньшую положительную натриевую составляющую температурного коэффициента, но вдвое большую (по абсолютной величине) отрицательную составляющую мощностного коэффициента.

В результате интегральный температурно-мощностной эффект реактивности в базовом и гетерогенном вариантах оказывается практически одинаков, но его составляющие отличаются очень существенно, что сказывается на протекании проектных аварий.

## АНАЛИЗ ПРОТЕКАНИЯ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ ТИПА ULOF ДЛЯ РЕАКТОРА БН-1200

Исследования самозащищенности различных вариантов активной зоны БН-1200 в аварии ULOF проводились и ранее [2, 3]. При этом самозащищенность трактовалась как

сохранение целостности конструкции реактора (без расплавления активной зоны) при возможном кипении натрия. Постепенно уровень проработки реактора БН-1200 повышался, что потребовало проверки полученных ранее результатов.

Расчетные исследования аварийного процесса выполнялись с помощью кода COREMELT, в составе которого использовался нейтронно-физический модуль точечной кинетики с распределенными параметрами. Активная зона (432 ТВС) в расчетной модели разбивалась на 21 канал. В обоих вариантах число ТВС и радиальное разбиение сеток совпадают. Расчетная сетка теплогидравлики согласована с сеткой расчета НПЭР. Детальность описания первого контура реактора упрощена, количество расчетных точек определялось возможностями вычислительной техники. На опускном участке теплоносителя моделировались одновременно теплообменники и насосы первого контура и описывались изменения параметров теплоносителя на входе в активную зону, обусловленные выбегами насосов и естественной циркуляцией теплоносителя. Принималось консервативное предположение, что авария ULOF происходит при работе реактора на номинальной мощности в конце микрокампании, когда в топливе наибольшее остаточное тепловыделение.

### РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОТЕКАНИЯ АВАРИЙ

Началом аварии является отключение главных циркуляционных насосов первого и второго контуров и снижение их скорости по законам свободного выбега. При этом постулируется, что ни один из поглощающих стержней, включая пассивные, не вводится в активную зону. Изменение мощности реактора определяется только температурными эффектами реактивности.

В расчетах учитывались доплеровский и плотностной эффекты реактивности, а также эффект аксиального расширения топлива. Эффекты реактивности, связанные с радиальным расширением напорного коллектора, изгибом ТВС активной зоны и с температурным расширением приводных штанг СУЗ, в расчетах не учитывались.

После отключения насосов и снижения расхода активная зона разогревается, что определяет отрицательные значения эффектов реактивности. Все эффекты реактивности остаются отрицательными до закипания натрия, поэтому мощность реактора снижается до 0,5 в базовом варианте и до 0,55 в варианте с прослойкой. Соответственно в варианте с прослойкой номинальные подогревы теплоносителя немного выше, чем в базовом, и натрий закипает примерно на 4 с раньше.

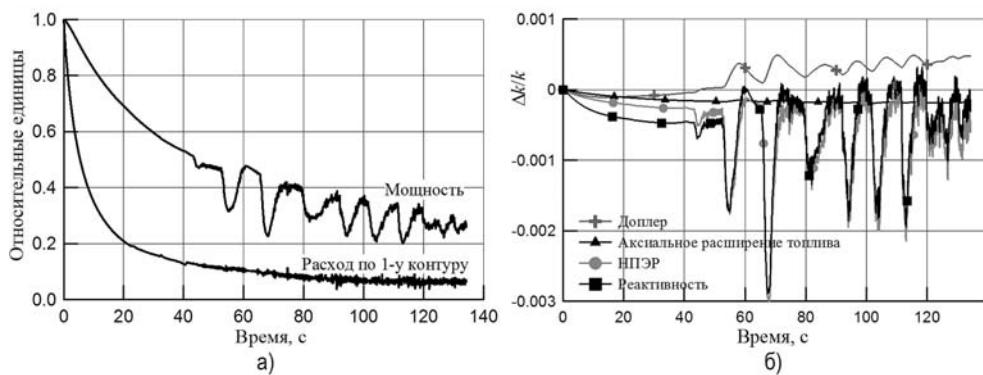


Рис. 5. Изменение параметров реактора в аварии ULOF. Базовый вариант: а) относительная мощность и относительный расход по первому контуру; б) эффекты реактивности

В базовом варианте закипание натрия происходит на 43-й секунде в верхней части активной зоны. Кипение начинается в наиболее напряженном канале в верхней части пучка твэлов, где НПЭР отрицателен, что приводит к дополнительному снижению мощ-

ности реактора (рис. 5а, б). Далее зона кипения увеличивается (рис. 6а), всплывающие пузыри конденсируются в недогретом до кипения теплоносителе, что приводит к пульсациям расхода.

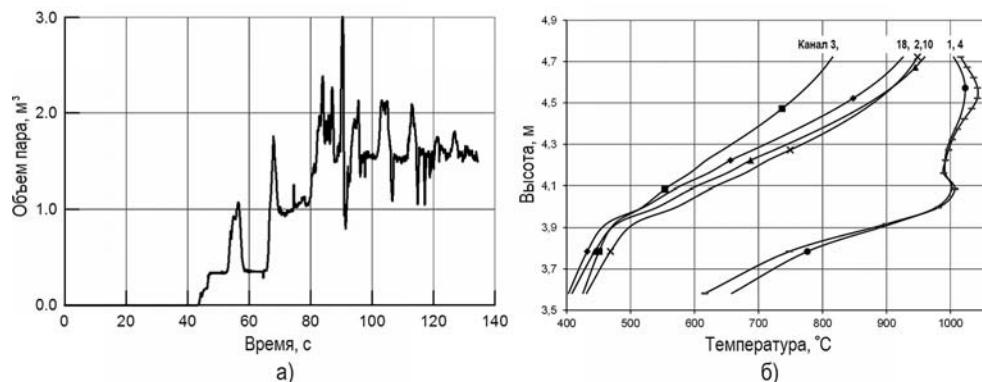


Рис. 6. Изменение параметров реактора в аварии ULOF. Базовый вариант: а) объем пара; б) температура оболочек по высоте твэлов в расчетных каналах на 134-й секунде

Постепенно твэлы в напряженном канале нагреваются, и нижняя граница кипения смещается вниз, в область положительного НПЭР. На 47-й секунде закипают следующие каналы, интенсивность кипения в которых невелика. Кипение в них приводит к вводу отрицательного НПЭР и снижению мощности. Мощность падает до 0,3, что снижает интенсивность кипения в наиболее напряженном канале, а в остальных каналах кипение прекращается. В дальнейшем подобные события повторяются. Постоянно кипит только наиболее напряженный канал. Другие каналы периодически вскипают, и мощность реактора в минимуме снижается до 0,2. Картина не меняется и после полной остановки насосов на 120-й секунде.

Основной вклад в изменение реактивности вносит НПЭР. В начале кипения НПЭР отрицателен, затем, когда область кипения достигает центра активной зоны, он приближается к нулю. В менее напряженных каналах происходит периодическое вскипание натрия, при этом НПЭР становится резко отрицательным, что приводит к прекращению кипения.

Средняя температура топлива повышается только в наиболее напряженных каналах, где происходит кипение. В остальных каналах топливо остывает, поэтому суммарный доплер-эффект меняется слабо и в целом положителен. Температура оболочек твэлов в наиболее напряженных каналах на 134-й секунде достигает 1000°C, в остальных каналах она заметно ниже (рис. 6б).

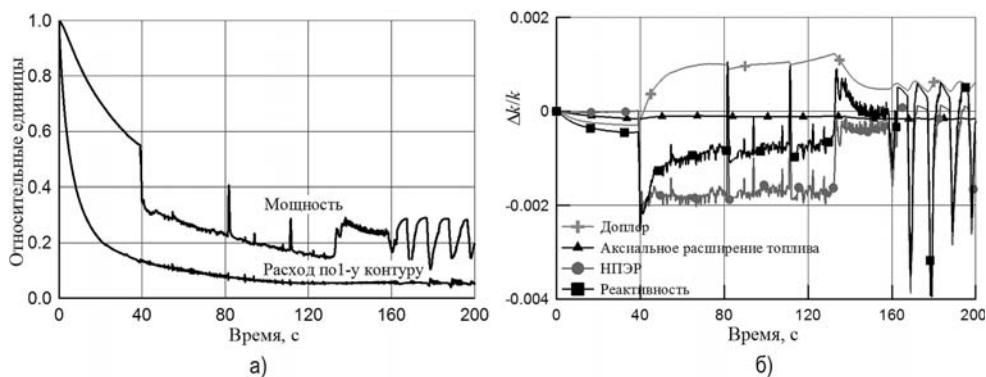


Рис. 7. Изменение параметров реактора в аварии ULOF. Вариант с прослойкой: а) относительная мощность и относительный расход по первому контуру; б) эффекты реактивности

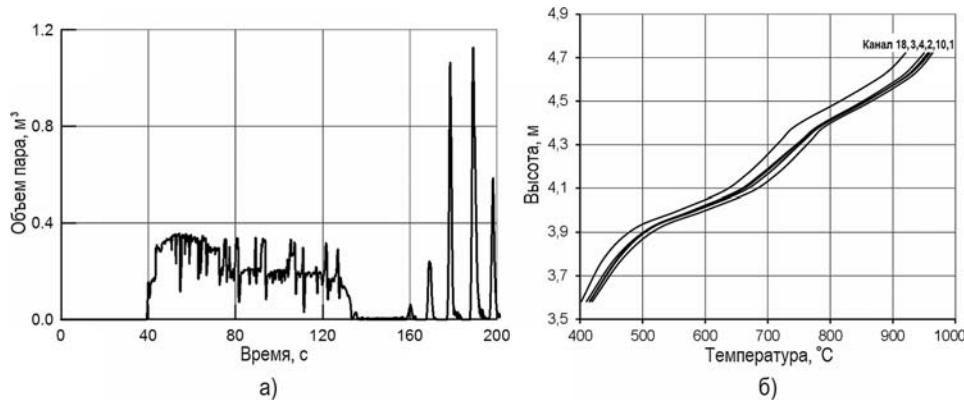


Рис. 8. Изменение параметров реактора в аварии ULOF. Вариант с прослойкой: а) объем пара; б) температура оболочек по высоте твэлов в расчетных каналах на 180-й секунде

В варианте с прослойкой кипение возникает также в верхней части активной зоны. В центральной плоскости активной зоны находится «холодная» прослойка, которая препятствует проникновению кипения к центру активной зоны (в область положительного НПЭР), поэтому НПЭР долго остается отрицательным (рис. 7б), и мощность реактора снижается (рис. 7а). Но когда кипение в напряженном канале прекращается, пустотный эффект становится нулевым и мощность резко возрастает, соответственно, кипение возобновляется в прежнем объеме. В целом в варианте с прослойкой объем кипения заметно меньше (рис. 8а), а температура оболочек твэлов – ниже (рис. 8б).

После остановки насосов на 120-й секунде продолжается периодическое вскипание натрия в отдельных каналах. Интенсивность кипения в наиболее напряженных каналах такова, что кризиса теплообмена не происходит, соответственно плавление оболочек твэлов и разрушение активной зоны не происходит, но возможна разгерметизация твэлов.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчетные исследования наиболее неблагоприятного сценария запроектной аварии типа ULOF подтвердили эффективность натриевой полости для обеспечения самозащищенности реактора большой мощности БН-1200.

Введение в активную зону аксиальной прослойки из обедненного урана демонстрирует дальнейший потенциал повышения ее самозащищенности, что приводит к

- значительно (в два раза) меньшему объему кипения теплоносителя;
- большему запасу до кризиса теплообмена в кипящих ТВС;
- большему снижению мощности реактора при вскипании натрия.

Дальнейшие проработки должны быть нацелены на исследование чувствительности полученных результатов к неопределенности расчетных параметров и на подтверждение достаточности запаса до кризиса теплообмена.

## Литература

1. Matveev V.I, Chebescov A.N., Cerny V.A et al. Studies, development and justification of core with zero sodium- void reactivity effect of the BN-800 reactor / International Topical Meeting, Obninsk, Russia, Oct. 3-7, 1994. Proceedings Volume 1. - PP. 1-45; 1-59.
2. Поплавский В.М., Матвеев В.И., Елисеев В.А. и др. Исследование влияния пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора // Атомная энергия. – 2010. - Т.108. - Вып.4. - С.230-235.
3. Poplavsky V. et al. Studies on Influence of Sodium Void Reactivity Effect on the Concept of the Core and Safety of Advanced Fast Reactor // Journal of Nuclear science and Technology. - 2011. -

V.48. - № 4. - Р.538-546.

4. Волков А.В., Кузнецов И.А., Швецов Ю.Е. Расчет кипения натрия при аварии быстрого реактора с учетом распределенности параметров по сечению ТВС: Препринт ФЭИ-2787. Обнинск, 1999.

Поступила в редакцию 16.01.2013 г.

### Авторы

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

Андреева Кристина Андреевна, младший научный сотрудник

Бурьевский Иван Васильевич, старший научный сотрудник

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

Елисеев Владимир Алексеевич, начальник лаборатории, канд. техн. наук  
E-mail: eliseev@ippe.ru

Егоров Александр Владимирович, младший научный сотрудник  
E-mail:aegorov@ippe.ru

Кузнецов Игорь Алексеевич, ведущий научный сотрудник, канд. техн. наук  
E-mail: igor@ippe.ru

Коробейникова Людмила Викторовна, старший научный сотрудник  
E-mail: lkorobeynikova@ippe.ru

Матвеев Вячеслав Иванович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук  
E-mail: matveev@ippe.ru

Соломонова Наталья Владимировна, научный сотрудник  
E-mail: solomonova@ippe

Хомяков Юрий Сергеевич, советник директора ИЯРiT, доктор физ.-мат. наук  
E-mail:khomyakov@ippe.ru

Царапкина Александра Николаевна, инженер 2-й категории

---

UDC: 621.039.526

## INVESTIGATION OF THE SVRE INFLUENCE ON THE SAFETY OF LARGE SIZE SODIUM FAST REACTOR

Ashurko Yu.M., Andreeva K.A., Bur'evsky I.V., Volkov A.V., Eliseev V.A., Egorov A.V., Kuznetsov I.A., Korobeynikova L.V., Matveev V.I., Solomonova N.V., Khomyakov Yu.S., Tsarapkina A.N.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

The article provides analysis of ULOF type BDBA for different designs of BN-1200 reactor core with MOX fuel. The design feature of the reactor core is the presence of sodium plenum above the fuel area, significantly reducing SVRE, similarly to what was done earlier in the BN-800 reactor. SVRE calculations were carried out by two codes:

- TRIGEX – engineering code for fast reactors neutronics calculations in the diffusion approximation and three-dimensional GEX-Z geometry;
- MMKKENO – precision code for reactor characteristics calculation by Monte Carlo method.

Multigroup data library ABBN-93 and data preparation system CONSYST are used in the two codes.

Studies have shown that sodium removal from the core only gives positive effect linearly dependent on the density of sodium. The results of calculation obtained by the diffusion and transport codes are in a good agreement. Sodium removal from the plenum gives a negative effect, which is nonlinear over height. The results of its calculation by the transport codes show higher (by  $\sim 0.2\% \Delta k/k$ ) positive value than that obtained by diffusion method. To increase inherent reactor safety in ULOF type accidents, a modified core design with axial layer of depleted uranium dioxide was also studied.

Computational studies on the worst conceivable scenario of ULOF type BDBA confirmed the effectiveness of sodium plenum to ensure inherent safety of the large size reactor. Introduction of depleted uranium axial layer into the core would further increase reactor inherent safety.

**Key words:** fast reactors, safety, ULOF accident, sodium boiling, sodium void reactivity effect.

#### REFERENCES

1. Matveev V.I., Chebescov A.N., Cerny V.A et al. Studies, development and justification of core with zero sodium-void reactivity effect of the BN-800 reactor. International Topical Meeting, Obninsk, Russia, Oct. 3-7, 1994. Proceedings Volume 1, pp. 1-45; 1-59 (in Russian).
2. Poplavsky V.M., Matveev V.I., Eliseev V.A. Issledovanie vliyaniya pustotnogo effekta reaktivnosti na tekhniko-ekonomicheskie charakteristiki i bezopasnost perspektivnogo bystrogo reaktora. *Atomnaya energiya*. 2010, v. 108, no. 4, pp. 230-235 (in Russian).
3. Poplavsky V. et al. Studies on Influence of Sodium Void Reactivity Effect on the Technical and Economic Characteristics and Safety of Advanced Fast Reactor. *Journal of Nuclear science and Technology*. 2011, v. 48, no 4, pp. 538-546.
4. Volkov A.V., Kuznetsov I.A., Shvetsov Yu. E. Raschet kipeniya natriya pri avarii bystrogo reaktora s uchetom raspredelennosti parametrov po secheniyu TVS: Preprint FEFI-2787. Obninsk, 1999 (in Russian).

#### Authors

Ashurko Yury Mikhailovich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering),  
E-mail: ashurko@ippe.ru

Andreeva Kristina Andreevna, Junior Researcher

Bur'evsky Ivan Vasil'evich, Senior Researcher

Volkov Andrej Vikent'evich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: volkov@ippe.ru

Eliseev Vladimir Alexeevich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: eliseev@ippe.ru

Egorov Alexandr Vladimirovich, Junior Researcher  
E-mail: aegorov@ippe.ru

Kuznetsov Igor Alexeevich, Cand. Sci. (Engineering), Leading Researcher  
E-mail: igor@ippe.ru

Korobeynikova Liudmila Viktorovna, Senior Researcher  
E-mail: lkorobeynikova@ippe.ru

Matveev Vyacheslav Ivanovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: matveev@ippe.ru

Solomonova Natalia Vladimirovna, Researcher  
E-mail: solomonova@ippe

Khomyakov Yurij Sergeevich, Director Adviser, Institute of Nuclear Reactors and Thermal Physics, Dr. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: khomyakov@ippe.ru

Tsarapkina Alexandra Nikolaevna, Engineer (2-nd category)

# РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ НЕПРЕРЫВНОГО АКУСТИКО- ЭМИССИОННОГО МОНИТОРИНГА ЭКСПЛУАТАЦИОННОЙ ПОВРЕЖДАЕМОСТИ МЕТАЛЛА ОТВЕТСТВЕННОГО ОБОРУДОВАНИЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

**М.Б. Бакиров, В.П. Поваров\*, А.Ф. Громов\*, В.И. Левчук**

*Общество с ограниченной ответственностью «Научно-сертификационный учебный центр материаловедения и ресурса компонентов ядерной техники «Центр материаловедения и ресурса» 000 «НСУЦ «ЦМиР». 140002, Московская обл., г. Люберцы, ул. Кирова, д. 7, офис 5*

*\* Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция». 396071, Россия, Воронежская обл., г. Нововоронеж*



Обеспечение безопасной эксплуатации основного оборудования атомных станций, отработавших проектный ресурс, требует разработки новых подходов к диагностике и контролю целостности в связи с высоким уровнем старения металла.

Эти подходы должны строиться на использовании неразрушающих методов контроля, позволяющих проводить освидетельствование оборудования не только в ремонтный период, но и в процессе эксплуатации, когда происходит зарождение и развитие опасных дефектов. Среди современных методов неразрушающего контроля, пригодных для использования в процессе эксплуатации, высокую эффективность демонстрирует метод акустической эмиссии. В статье представлены результаты работы по разработке многопараметрической системы акусто-эмиссионного контроля повреждаемости оборудования атомной станции в процессе эксплуатации блока с учетом специфики контроля в условиях АЭС. Последовательно описаны этапы проведенной работы с оценкой и учетом всех влияющих факторов на разрабатываемую систему, а именно, необходимость сохранения работоспособности системы в условиях длительной эксплуатации при высокой температуре, сложной геометрии объекта контроля, повышенного уровня помех, а также сбор и передача контрольной информации по интранету для ее оперативной обработки и представления данных. Описан ряд экспериментов по отладке работы системы в лабораторных условиях, проведенных для уточнения и проверки выбранных методик контроля.

**Ключевые слова:** атомная станция, акустическая эмиссия, дефект, кластер, локация, мониторинг, парогенератор, повреждаемость, преобразователь, сварной шов, эксплуатация.

Традиционный подход к анализу целостности оборудования и трубопроводов АЭС строится, в основном, на проведении неразрушающего ультразвукового контроля (УЗК) металла оборудования и трубопроводов. Такой подход не дает возможности определить момент зарождения дефекта и строится на допущении того, что при остановке блока на плановый ремонт дефект будет своевременно выявлен и динамика его развития не даст ему быстро прорости до недопустимого уровня, когда происходит его быстрое развитие до сквозного с потерей теплоносителя. Предпочтительнее было бы контролировать состояние целостности в процессе эксплуатации оборудования, когда и происходит зарождение и развитие дефектов. Из всех известных методов неразрушающего контроля метод акустической эмиссии является наиболее подходящим для решения такой задачи [1 – 3]. По сравнению с другими методами неразрушающего контроля (НК) метод акустической эмиссии (АЭ) имеет ряд преимуществ:

- возможность проведения эксплуатационного контроля и обнаружение развивающихся дефектов непосредственно в ходе эксплуатации и, следовательно, наиболее опасных дефектов в наиболее нагруженных компонентах реакторной установки;
- возможность определения мест расположения дефектов (трещин, зон пластической деформации, утечек и др.), находящихся достаточно далеко от приемных преобразователей;
- контроль в реальном масштабе времени и, как следствие, своевременное обнаружение течи теплоносителя из сосудов давления и трубопроводов в труднодоступных местах ядерной энергетической установки при развитии аварийной ситуации;
- совместимость АЭ-метода с другими методами НК, в частности УЗК, что позволяет за счет использования нескольких независимых методов повысить надежность результатов контроля;
- возможность проведения дистанционного автоматизированного контроля в необслуживаемых радиационно опасных помещениях атомной станции.

Несмотря на эти очевидные достоинства сложившаяся практика показывает, что метод акустической эмиссии мало используется на практике в условиях российских атомных станций. Исключение, пожалуй, составляет только внедрение метода АЭ для диагностирования течи трубопроводов первого контура АЭС с ВВЭР в рамках внедрения концепции ТПР (течи перед разрушением) [4 – 6].

Такая очевидная недооценка АЭ-метода связана, на наш взгляд, с отсутствием общепринятых соотношений, связывающих параметры АЭ-сигналов с различного рода повреждаемостью металла оборудования АЭС; трудностью выделения полезных АЭ-сигналов на фоне сильных шумовых помех от работающего оборудования; отсутствием штатных первичных преобразователей (АЭ-датчиков) и электронных блоков селекции, усиления, преобразования АЭ-сигналов, работающих длительное время без потери служебных свойств в условиях высоких полей температур и ионизирующего излучения; отсутствием долгоживущих высокотемпературных контактных смазочных материалов для обеспечения акустического контакта преобразователя с объектом контроля.

Следует отметить, что практика адаптации различных методов НК показывает, что наиболее эффективным является путь, при котором происходит доработка и усовершенствование методики контроля и аппаратных средств по ее реализации.

В нашем случае мы хотели применить метод АЭ для контроля целостности металла зоны СС №111 приварки «горячего» коллектора теплоносителя первого контура к патрубку Ду 1200 парогенератора (ПГ) пятого энергоблока НВАЭС.

Опыт эксплуатации парогенераторов ПГВ-1000 показывает, что в зоне СС №111 (рис. 1) регулярно зарождаются и растут эксплуатационные трещины; в ряде случаев трещина проходит через всю 70-миллиметровую толщину стенки корпуса до образования течи теплоносителя [7].

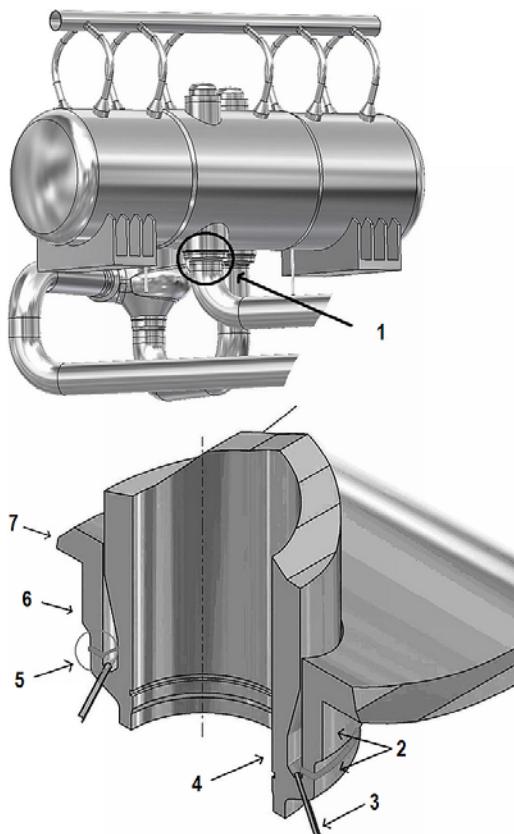


Рис. 1. Узел приварки коллектора теплоносителя первого контура к патрубку Ду 1200 парогенератора ПГВ-1000М, где происходит образование эксплуатационных дефектов (трещин): 1 – зона СС №111 ПГ; 2 – места установки АЭ-датчиков; 3 – патрубок продувки Ду 80; 4 – коллектор; 5 – зона разрушения СС №111; 6 – патрубок ПГ; 7 – корпус ПГ

Необходимо разработать такую систему АЭ-контроля, которая в течение одной топливной кампании (около года) начиная с момента пуска энергоблока до его останова на очередной плановый предупредительный ремонт (ППР) в on-line режиме осуществляла бы мониторинг всего периметра СС №111. Система должна обеспечивать сбор и хранение данных, их оперативную обработку и анализ с целью определения зон возможного образования и роста дефектов. Передача акустических данных должна осуществляться непрерывно по интранету непосредственно в организацию, обеспечивающую научно-техническую поддержку АЭС.

В решении проблемы СС №111 экспресс-обработка данных мониторинга в ряде случаев позволяет не только определить момент дефектообразования, но и оценить причинно-следственные связи, вызывающие рост трещины, на основе анализа условий эксплуатации, предшествующих разрушению [8].

Работа была поделена на четыре этапа.

Первый этап работы был направлен на подбор и тестирование оборудования для проведения АЭ-диагностики. К оборудованию относят высокотемпературные преобразователи (датчики) АЭ-сигналов; устройства их крепления на объекте контроля;

средства обеспечения стабильности акустического контакта – контактные жидкости и смазки; имитаторы модельных АЭ-сигналов для проверки работоспособности диагностического оборудования, электронные блоки для селекции, усиления и преобразования АЭ-сигналов; вычислительные средства для обработки и представления результатов, включая специализированное программное обеспечение; дополнительное оборудование для лабораторных исследований с учетом имитации работы в условиях АЭС (повышенная температура, вибрация, шумы, сопровождающие работу контролируемого объекта).

Второй этап был посвящен разработке методики акусто-эмиссионной диагностики с учетом результатов работ по первому кластеру. Для разработки методики были проведены следующие мероприятия.

1. Проанализированы проектная и конструкторская документация на контролируемое оборудование, условия и режимы эксплуатации ПГ, изучена информация о его техническом состоянии за предыдущее время эксплуатации, проведен экспертный ультразвуковой контроль металла СС №111 – контроль фазированными решетками для выявления слабых мест и выявлена зона, потенциально склонная к дефектообразованию за счет существования исходного технологического дефекта ниже браковочного уровня.

2. С учетом особенностей конструкции и выявленной потенциально опасной зоны с исходным дефектом был разработан, спроектирован и изготовлен полномасштабный стенд (рис. 2), имитирующий зону СС №111. Стенд включает в себя крупногабаритный тест-образец, вырезанный непосредственно из зоны СС №111 патрубка ПГ, замененного по причинам массового повреждения теплообменных труб.

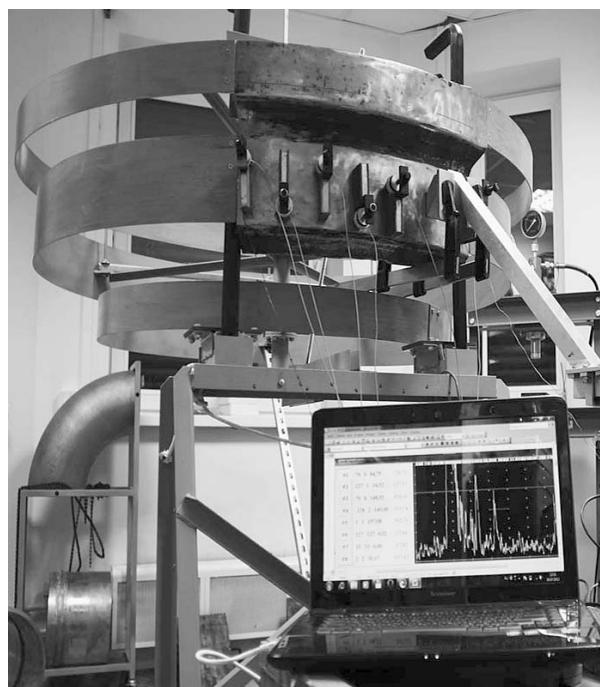


Рис. 2. Полномасштабный стенд для отладки схемы локализации сигналов АЭ в распределенной АЭ-системе на патрубке ПГ

3. С учетом реализации работ по пп. 1, 2 были проведены модельные расчеты по распространению импульсов АЭ от дефектообразования в зоне зарождения трещин, а также определены места расположения АЭ-датчиков и выбрана схема локации.

Правильное местоположение датчиков в значительной мере исключает получение ложных сигналов, появляющихся при многократном отражении волн от границ контролируемого объекта, приводящих к их трансформации, т.е. преобразованию одних типов волн в другие, например, продольных волн в поперечные, релеевские или нормальные [9]. На основании этого был предложен алгоритм отсечения ложных сигналов применительно к сложной геометрии зоны контроля.

Третий этап работ был направлен на отладку работы системы в лабораторных условиях на полномасштабном стенде, проведение серии дополнительных экспериментов по анализу параметров АЭ-сигналов при упругопластическом деформировании и разрушении стали патрубка ПГ и уточнение схемы локации с учетом специфики контролируемой стали.

Четвертый этап включал в себя работы по составлению рабочей программы и специального регламента подготовки к проведению контроля ПГ методом АЭ. Регламент включает в себя конструкторско-технологическую документацию по сборке и наладке системы непосредственно на АЭС, организацию сбора и передачи данных АЭ-контроля. В рабочей программе определены обязанности участников, перечень организационных и технических мероприятий, необходимых для выполнения контроля, в том числе по методологическому и техническому обеспечению. Разработанная и утвержденная программа является основным документом для проведения работ на АЭС.

Следует отметить, что результаты контроля после экспресс-обработки периодически на протяжении всего времени эксплуатации энергоблока передаются в виде промежуточных отчетов на АЭС. В конце работы выпускается итоговый отчет по результатам контроля за год. Отчет включает в себя результаты экспертного ультразвукового контроля со 100%-ным охватом зоны СС №111 с целью сравнения с данными УЗК, проведенного за год до этого. Полученные данные сопоставляются, определяются новые дефекты, которые сравниваются с результатами АЭ-контроля.

На начальном этапе наиболее сложной оказалась работа по подбору чувствительных высокотемпературных первичных преобразователей для регистрации АЭ-сигналов и обеспечению надежного контакта АЭ-преобразователя с поверхностью объекта контроля. Для преобразования упругих волн в электрические сигналы используются различные типы АЭ-преобразователей [10]. Наиболее широкое распространение получили датчики на основе пьезоэффекта (пьезоэлементы). Применительно к работе была выбрана керамика для контрольного преобразователя на основе цирконата-титаната свинца (ЦТС) с высокой точкой Кюри +400 °C [11]. Эта керамика сохраняет рабочие характеристики при температурных режимах первого контура ВВЭР-1000 и устойчива к нейтронному и гамма-излучению. С целью повышения достоверности, информативности и помехоустойчивости в рамках данной работы был разработан преобразователь, состоящий из множества тонких однонаправленных пьезокристаллов [12].

На основе этой керамики были изготовлены несколько вариантов датчиков АЭ-сигналов резонансного типа. Размеры пьезоэлементов выбирались таким образом, чтобы их резонансные частоты находились в области частот, где существуют оптимальные условия приема сигналов по обеспечению наибольшего отношения сигнал/шум. С целью снижения влияния высокой температуры поверхности в экспериментах использовались звуководы (волноводы); их размеры выбирались из условия, чтобы диапазон частот регистрации контролируемых сигналов находился как можно выше нижней резонансной частоты звуковода [6]. Были использованы волноводы двух типов: цилиндрические и с конусной частью. Для всех волноводов были проведены испытания по определению коэффициентов затухания. Контрольные испытания проводились как на образцах, так и

на полномасштабном стенде (см. рис. 2).

АЭ-датчики устанавливались непосредственно на металл с предварительной зачисткой места контакта. Проведенные испытания показали удовлетворительные характеристики такой схемы установки датчиков – низший коэффициент затухания менее 10 дБ и приемлемое падение чувствительности при длительной эксплуатации при температуре 300 °С. Применительно к самим датчикам были проведены работы по подбору высокотемпературных контрольных кабелей и по абсолютной и относительной их градуировке (калибровке) [4]. Параметры регистрируемых сигналов зависят не только от амплитудно-частотной характеристики датчика, но и от способа его крепления к объекту контроля и передаточной функции всего акустического тракта, по которому регистрируется сигнал. По этой причине для повышения достоверности АЭ-измерений окончательная градуировка датчиков проводилась непосредственно на полномасштабном стенде. С целью выбора схемы локации в зоне контроля были проведены работы по оценке максимально допустимых расстояний между АЭ-датчиками и определению коэффициента затухания в патрубковой зоне.

Максимально допустимое расстояние между датчиками локационной группы не должно превышать величину, при которой затухание мгновенной амплитуды излучаемых АЭ-сигналов в процессе распространения от одного датчика к другому не позволяет однозначно идентифицировать АЭ-сигнал на фоне общих шумов. Исходя из этого сначала была проведена расчетно-экспериментальная работа по выбору оптимального расстояния между датчиками, оптимальной локационной схемы с учетом геометрии зоны СС №111 и ожидаемого места образования и развития дефекта. В этой части работы в качестве контрольного импульса АЭ-сигнала применялся источник Су-Нильсена, который обычно используется для абсолютной градуировки АЭ-преобразователей. По измеренным пиковым амплитудам зарегистрированных сигналов со всех датчиков акустической системы рассчитывался коэффициент затухания первой и второй мод и всего АЭ-сигнала в целом.

Так как метод АЭ основан не только на локации источника сигнала, но и на анализе информационных параметров волн от него, необходимо было разобраться с особенностями АЭ-импульсов, излучаемых металлом зоны СС №111 при дефектообразовании. Важно также определить, как будут меняться АЭ-импульсы, характеризуемые амплитудой, длительностью, формой, частотным спектром при упругопластическом деформировании и разрушении парогенераторной стали, с учетом расстояния между источником и приемником упругих волн.

С этой целью был проведен ряд лабораторных экспериментов по сепарации АЭ-сигналов с использованием методов локации при испытаниях крупногабаритных образцов специальной формы на одноосное растяжение.

В процессе таких испытаний определяются параметры АЭ-сигналов, характерные для процессов упругопластической деформации, начала зарождения и раскрытия трещины вплоть до полного разрушения.

На рисунке 3 представлены графики интенсивности АЭ-сигналов в зависимости от времени с наложением параметра нагрузки и график распределения числа сигналов по амплитудам на всех этапах испытания образца. Параметры АЭ-сигналов для кластеров из рабочей зоны образца выделены светлым тоном, из зоны захватов – темным. Проведенный анализ амплитудно-частотных характеристик сигналов для разных этапов деформации и разрушения образца показал, что длительность актов акустического излучения составляет  $(0,1-0,9)\cdot10^{-6}$  с, со средней энергией порядка  $10^{-14} - 10^{-15}$  Дж, амплитудой от 30 до 50 дБ, спектр сигналов соответствует дислокационным механизмам [14]. Однако прием частот ниже 100 кГц ограничивается

механическими шумами, а в частотном диапазоне 1 МГц затухание ультразвуковых волн в металле существенно уменьшает амплитуду импульсов.

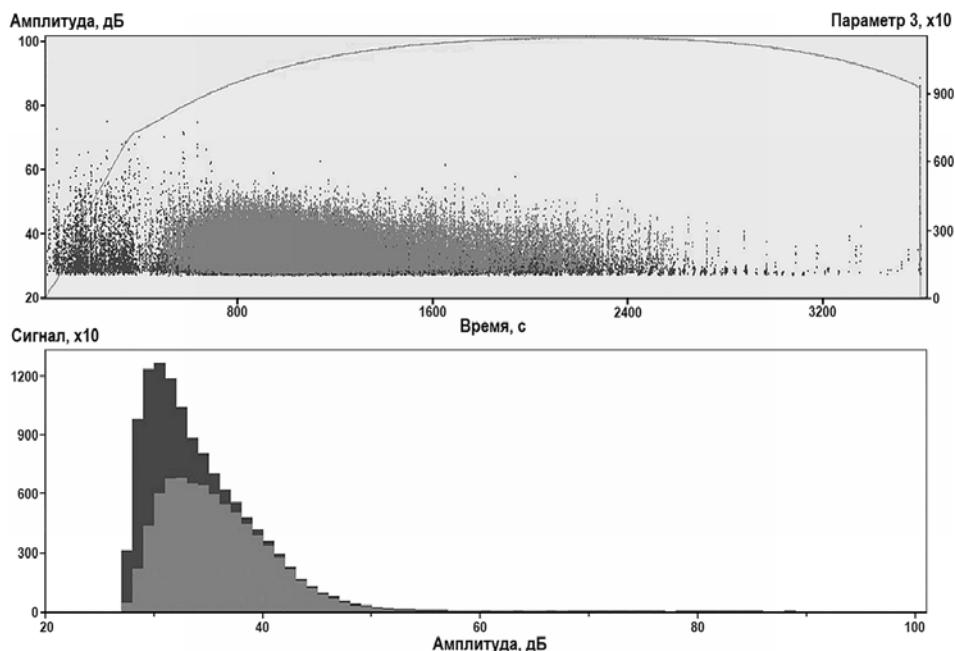


Рис. 3. Графики интенсивности (сверху) и распределения амплитуд (снизу) для АЭ-сигналов из рабочей зоны (светлый тон) и зоны захватов (темный тон)

В этой связи исследование процессов деформирования и разрушения конструкционных сталей целесообразно проводить в диапазоне 100 – 300 кГц. Акустические сигналы из зоны образования шейки с начальной микротрещиной и последующего ее роста вплоть до разрыва образца имеют большую длительность с ярко выраженной модой по сравнению с участком пластической деформации. Этот факт позволяет создать программу фильтрации для начальной отбраковки АЭ-сигналов и тем самым упростить анализ локационной картины. После проведения локации наилучшим критерием для ранжирования потенциально опасных зон с развивающейся дефектностью является плотность АЭ-сигналов по площади образца.

На основании полученных АЭ-данных, согласно литературным источникам [5, 6, 15 – 17], можно оценить динамику роста трещин. Однако это довольно непростая задача, а с учетом шумов при работе оборудования первого контура, на наш взгляд, невыполнимая, поэтому в рамках данной работы она не рассматривалась [18].

Основное назначение разработанной распределенной системы – сбор информации с преобразователей по выбранной на стенде схеме их расположения под наиболее потенциально опасным дефектом в зоне СС №111.

Каждый измерительный канал имеет свой АЦП и сигнальный процессор; при этом исключается коммутация и паразитное влияние каналов друг на друга. Такая конфигурация позволяет производить предварительную обработку сигналов, фильтрацию помех, вычислять спектр и регистрировать абсолютное время прихода, длительность и другие важные для локации характеристики. Причем расчет этих характеристик производится в темпе проведения эксперимента. Использование в каждом канале встроенного имитатора сигналов АЭ позволяет автоматически определять размеры зон локации и качество установки датчиков на

## БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

---

сложной геометрии патрубка ПГ. Использование разработанной системы вышеописанной архитектуры дает возможность проводить контроль патрубка ПГ по всему периметру СС №111.

### **Литература**

1. *Бакиров М.Б. и др.* Акустико-эмиссионная диагностика АЭС. Учебное пособие для вузов. – М.: РАДЭКОН. 2003.
2. Неразрушающий контроль. Справочник. Том 7. – М.: Машиностроение. 2006.
3. Improvement of inservice inspection in nuclear power plants. IAEA TECDOC - 1400. 2004.
4. *Баранов В.М.* Акустические измерения в ядерной энергетике. – М.: Энерготамиздат 1990.
5. *Артюхов В.И., Вакар К.Б., Макаров В.И. и др. / Под ред. К.В. Вакара* Акустическая эмиссия и ее применение для неразрушающего контроля в ядерной энергетике. – М.: Атомиздат. 1980.
6. *Баранов В.М., Молодцов К.И.* Акустико-эмиссионные приборы ядерной энергетики. – М.: Атомиздат. 1980.
7. *Лукасевич Б.И., Трунов Н.Б.* Парогенераторы реакторных установок ВВЭР для атомных станций. – М.: Академкнига. 2004.
8. Elaboration and application into practice of intelligent system of damage of NPP main equipment in the frames of PLUM Plim & Plex Europe Wednesday 18th – Thursday 19th April 2012, Husa President Park Hotel, Brussels, Belgium.
9. *Дъелесан Э., Руайе Д.* Упругие волны в твердых телах. Применение для обработки сигналов. / Пер. с фр. под ред. В.В. Леманова. – М.: Мир. 1982.
10. Ультразвуковые преобразователи для неразрушающего контроля / Под общ. ред. И.Н. Ермолова. – М.: Машиностроение. 1986.
11. *Козинкина А.И. и др.* Пьезоэлектрический преобразователь для приема сигналов акустической эмиссии. Российская федерация. Патент №1784095. Кл. G01 №29/04 от 23.12.1992.
12. *Трипалин А.С., Шихман В.М.* Применение пьезополупроводниковых материалов на основе халькотенгалогенидов сурьмы в качестве активных элементов преобразователей. Акустическая эмиссия материалов и конструкций / Тез. докл. Всесоюзной конференции. Ростов-на-Дону. 1984.
13. О повышении достоверности измерения амплитуды акустического сигнала при высокотемпературном неразрушающем контроле / Тез. докл. IX Всесоюзной научно-технической конференции «Неразрушающие физические методы и средства контроля». Минск. 1981.
14. *Баранов В.М. и др.* Акустическая диагностика и контроль на предприятиях топливно-энергетического комплекса. – М.: Наука 1998.
15. *Баранов В.М.* Акустическая эмиссия при деформировании монокристаллов тугоплавких металлов. – М.: Наука. 1982.
16. *Дробот Ю.Б., Лазарев А.М.* Неразрушающий контроль усталостных трещин акустико-эмиссионным методом. – М.: Издательство стандартов. 1987.
17. *Стрижало В.А., Добровольский Ю.В., Стрельченко В.А., Пичкова С.Н., Данилина В.В.* Прочность и акустическая эмиссия материалов и элементов конструкций. – Киев: Наукова думка. 1991.
18. *Бигус Г.А., Бородин Ю.П., Травкин А.А.* Исследование процессов усталости с помощью метода акустической эмиссии // Мир НК. 2013. №1(59). - С. 17, 18.

Поступила в редакцию 11.12.2013 г.

### **Авторы**

**Бакиров** Мурат Баязитович, Генеральный директор ООО «НСУЦ «ЦМиР»  
E-mail: [info@expressstest.ru](mailto:info@expressstest.ru)

**Левчук** Василий Иванович, начальник лаборатории ООО «НСУЦ «ЦМиР»  
E-mail: [leavc@mail.ru](mailto:leavc@mail.ru)

**Поваров Владимир Петрович**, заместитель генерального директора ОАО «Концерн Росэнергоатом», директор филиала «Нововоронежская атомная станция»  
E-mail: PovarovVP@nvnpp1.rosenergoatom.ru

**Громов Александр Федорович**, начальник ОДМиТК филиала ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция»  
E-mail: GromovAF@nvnpp1.rosenergoatom.ru

UDK 621.039

## **DEVELOPMENT OF TECHNOLOGY FOR CONTINUOUS ACOUSTIC-EMISSION MONITORING OF OPERATIONAL DAMAGEABILITY OF METAL IN SAFETY-RELATED NPP EQUIPMENT**

**Bakirov M.B. \*, Povarov V.P. \*\*, Gromov A.F. \*\*, Levchuk V.I.\***

\* Center of material science and lifetime management, Ltd.

7 Kirov st., 5 office, Lyubertsy city, Moscow reg., 5140002 Russia.

\*\* A branch of the Rosenergoatom Concern «Novovoronezh Nuclear Power Plant» Novovoronezh city, Voronezh reg., 396071 Russia.

### **ABSTRACT**

Safe operation of NPP primary equipment whose design service life has expired requires the development of new approaches in integrity diagnostics and monitoring due to high level of metal ageing.

These approaches should be based on nondestructive testing methods which make it possible to inspect the equipment not only during the repair period, but also under operating conditions, when the initiation and growth of dangerous defects occur. Among the modern methods of nondestructive testing, suitable for use in the operation period, the acoustic emission method demonstrates high efficiency. The article presents the results of work on the development of a multi-parameter system for acoustic emission monitoring of nuclear power plant equipment damageability during power unit operation with due account of specific features of NPP control. The stages of the work with the assessment of and taking into account all influencing factors on the system under development, i.e. the need to maintain the system performance in a long-term operation at high temperature, the complex geometry of the monitored item, increased noise level, as well as the requirements for collecting and transferring the monitoring information via the Internet for operational data processing and presentation are described. A series of experiments on the debugging of the system under laboratory conditions, conducted to refine and validate the selected control methods, are described as well.

**Key words:** nuclear power plant, acoustic emission, defect, cluster, location, monitoring, steam generator, damageability, transducer, weld joint, operation

### **REFERENCES**

1. Bakirov M.B.. Akustiko-emissionnaya diagnostika AES. Uchebnoe posobie dlya vuzov. (Acoustic emission diagnostic of NPPs. A manual for universities). Moscow, RADEKON Publ. 2003 (in Russian).
2. Nerazrushayushhij kontrol'. Spravochnik (Nondestructive testing. A handbook), v. 7. Moscow, Mashinostroenie Publ. 2006 (in Russian).
3. Improvement of in-service inspection in nuclear power plants. IAEA TECDOC - 1400. 2004.
4. Baranov V.M. Akusticheskie izmereniya v yadernoj energetike (Acoustic Measurement in nuclear power engineering). Moscow, Energotamizdat Publ. 1990 (in Russian).
5. Artyuhov V.I., Vakar K.B., Makarov V.I. Akusticheskaya emissiya i ee primenenie dlya nerazrushayushhego kontrolya v yadernoj energetike (Acoustic emission and its application for nondestructive testing in nuclear power engineering), Vakar K.V., Ed. Moscow, Atomizdat

- Publ. 1980 (in Russian).
6. Baranov V.M., Molodcov K.I. Akustiko-emissionnye pribory yadernoj energetiki (Acoustic emission instruments for nuclear power engineering). Moscow, Atomizdat, 1980 (in Russian).
7. Lukasevich B.I., Trunov N.B. Parogeneratornye reaktornyye ustroystva VVER dlya atomnyh stancij (Steam generators for VVER nuclear power plants). Moscow, Akademkniga Publ. 2004 (in Russian).
8. Elaboration and application into practice of intelligent system of damage of NPP main equipment in the frames of PLUM Plim & Plex Europe Wednesday 18th – Thursday 19th April 2012, Husa President Park Hotel, Brussels, Belgium.
9. Dieulesaint E., Royer D. Ondes elastiques dans les solides, Paris, Ed. Masson, 1974 (Russian edition: Uprugie volny v tverdyh telah. Moscow, Nauka Publ. 1982).
10. Ul'trazvukovye preobrazovateli dlya nerazrushayushchego kontrolya (Ultrasound transducers for nondestructive testing). Ermolov I.N., Ed. Moscow, Mashinostroenie Publ. 1986 (in PPRussian).
11. Kozinkina A.I., Tripalin A.S., Shihman V.M. P'ezoelektricheskij preobrazovatel' dlya priema signalov akusticheskoy emissii (Piezoelectric transducers for acoustic emission signal perception). The Soviet Union, Patent, №1784095, Kl. G01 №29/04 ot 23.12.1992.
12. Tripalin A.S., Shihman V.M. Primenenie p'ezopoluprovodnikovyh materialov na osnove hal'kotengalogenidov s uranyem kachestvu aktivnyh elementov preobrazovatelej. Akusticheskaya emissiya materialov i konstrukcij. Tezisy dokladov vsesoyuznoj konferencii (The application of piezosemiconductor materials on the basis of antimony chalcogenhalogenides as transducers' active elements. Proceeding of the all-USSR conference «Acoustic emission of materials and constructions»). Rostov-on-Don, 1984 (in Russian).
13. O povyshenii dostovernosti izmereniya amplitudy akusticheskogo signala pri vysokotemperaturnom nerazrushayushchem kontrole. Tez. dokl. 9-j Vsesoyuznoj nauchno-tehnicheskoy konferencii «Nerazrushayushchie fizicheskie metody i sredstva kontrolya» (Improving the reliability of acoustic signal amplitude measurement at high temperature nondestructive testing. Proceeding of the all-USSR conference «Nondestructive physical methods and instruments of testing»). Minsk, 1981 (in Russian).
14. Baranov, V.M., Gritsenko, A.I., Karasevich, A.M., et al., Akusticheskaya diagnostika i kontrol' na predpriyatiyakh toplivno-energeticheskogo kompleksa (Acoustic diagnostics and tests at fuel-processing and power generating facilities). Moscow, Nauka Publ. 1998 (in Russian).
15. Gusev O.V. Akusticheskaya emissiya pri deformirovaniyu monokristallov tugoplavkikh metallov (Acoustic emission under Conditions of Deformation of Single Crystals of High-Melting Metals). Moscow, Nauka Publ. 1982 (in Russian).
16. Drobot Yu.B., Lazarev A.M. Nerazrushayushchij kontrol' ustalostnyh treshchin akustiko-emissionnym metodom (Nondestructive testing of fatigue cracks by acoustic emission method). Moscow, Izdatel'stvo standartov Publ. 1987. (in Russian)
17. Strizhalo V.A., Dobrovolskii Yu.V., Strel'chenko V.A., Pichkova S.N., Danilina V.V. Prochnost' i akusticheskaya emissiya materialov i elementov konstruktii (Strength and acoustic emission of materials and structure elements). Kiev, Naukova Dumka Publ. 1990 (in Russian).
18. Bigus G.A., Borodin Yu.P., Travkin A.A. Issledovanie processov ustalosti s pomoshch'yu metoda akusticheskoy emissii (Research of fatigue process by acoustic emission method). Moscow, Mir NK, 2013, no. 1(59), pp. 17-18. (in Russian)

### Authors

Bakirov Murat Bayazitovich, Director General of the Center of Material Science and Lifetime Management

E-mail: [info@expresstest.ru](mailto:info@expresstest.ru)

Levchuk Vasilij Ivanovich, Laboratory Chief of the Center of Material Science and Lifetime Management

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

Povarov Vladimir Petrovich, Deputy General Director of the Joint Stock Company «Concern Rosenergoatom», Director of the branch «Novovoronezh Nuclear Power Plant»  
E-mail: [PovarovVP@nvnpp1.rosenergoatom.ru](mailto:PovarovVP@nvnpp1.rosenergoatom.ru)

Gromov Aleksandr Fedorovich, Chief of Division of the Joint Stock Company «Concern Rosenergoatom»s Branch «Novovoronezh Nuclear Power Plant»,  
E-mail: [GromovAF@nvnpp1.rosenergoatom.ru](mailto:GromovAF@nvnpp1.rosenergoatom.ru)

# МЕТОДОЛОГИЯ МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВС И ТВЭЛОВ ВВЭР ДЛЯ ОПЕРАТИВНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ ВНЕДРЕНИЯ НОВОГО ТОПЛИВА НА АЭС

**С.В. Павлов**

ОАО «ГНЦ НИИАР», 433510, Ульяновская обл., г. Димитровград-10



Предложена методология материаловедческих послереакторных исследований ТВС и твэлов ВВЭР с целью оперативного научно-технического сопровождения внедрения нового топлива на АЭС. Использование предложенной методологии позволяет повысить эффективность материаловедческих исследований облученного топлива в части полноты и достоверности информации о состоянии и поведении топлива при нормальной эксплуатации при проектных и запроектных авариях, а также при транспортировании и длительном хранении. Использование этой методологии позволяет также значительно повысить скорость и уменьшить стоимость получения информации, необходимой для обоснования и внедрения нового топлива на АЭС.

**Ключевые слова:** ТВС, твэл, ВВЭР, облученное топливо, послереакторные исследования.

Одним из путей повышения технико-экономических показателей АЭС с реакторами ВВЭР-1000 является повышение эксплуатационной надежности топлива и эффективности его использования. Решение этих задач возможно путем дальнейшего совершенствования топлива ВВЭР-1000, создания топлива нового поколения и внедрения новых эффективных топливных циклов на АЭС.

За свою более чем 30-летнюю историю конструкция ТВС ВВЭР-1000 прошла большой путь эволюционного развития от базовой конструкции со стальными дистанционирующими решетками (ДР) до последних разработок сборок с каркасом повышенной жесткости: ТВС-2 и ТВС-2М разработки ОКБ «Гидропресс» и ТВСА-PLUS разработки ОКБМ.

При создании нового топлива определяющим фактором (движущей силой) являются требования к эксплуатации, наряду с которыми не менее важными являются вопросы поведения вновь разрабатываемого топлива при различных гипотетических авариях, а также вопросы по обращению с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ).

Эти три фактора – эксплуатация, аварии и обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) должны рассматриваться в комплексе как три составные части, влияющие на процесс разработки и внедрения нового топлива и новых топливных циклов на АЭС (рис. 1). При создании нового топлива и топливных циклов в идеа-

ле желательно добиться максимального эффекта для всех трех рассматриваемых факторов, что, по-видимому, невозможно. Любые два фактора на рис. 1 налагают некоторые ограничения на возможность достижения максимального эффекта от нового топлива по оставшемуся третьему фактору.



Рис. 1. Факторы, определяющие требования к новому топливу

При создании и внедрении нового топлива много внимания традиционно уделяется связке двух факторов – «Эксплуатация ТВС»  $\Leftrightarrow$  «Аварии». В меньшей степени это касается связки «Эксплуатация ТВС»  $\Leftrightarrow$  «Обращение с ОЯТ». Разработка технологий обращения с ОЯТ обычно начинается, когда новое топливо давно внедрено, эксплуатируется, и становится актуальным вопрос о способах обращения с ним после эксплуатации.

Связка факторов «Аварии»  $\Leftrightarrow$  «Обращение с ОЯТ» вообще не рассматривается при создании и внедрении нового топлива. Обычно исследования, направленные на разработку технологий обращения с ОЯТ после аварий, проводятся под конкретный случай, как это было, например, после аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд» (США) или после разрушения кассет ВВЭР-440 при их отмывке на АЭС «Пакш» (Венгрия). Сейчас такая задача стоит для АЭС «Фукусима» (Япония).

Внедрение нового топлива на АЭС является многофакторной задачей, включающей в себя большой комплекс расчетно-экспериментальных работ, среди которых важное место занимают исследования ТВС и твэлов после эксплуатации в реакторе. Полученные в результате этих исследований экспериментальные данные позволяют судить о состоянии топлива после эксплуатации и получить зависимости изменения параметров и характеристик топлива от условий эксплуатации (выгорание, линейная мощность твэлов и т.д.).

Эффективность использования результатов послереакторных исследований зависит от следующих факторов: полноты и достоверности информации о состоянии и поведении топлива; скорости и стоимости полученной информации.

Полнота и достоверность информации о состоянии и поведении топлива во многом зависят от методического и технического обеспечения исследований, а скорость и стоимость проведения исследований – от их структурной организации. На рисунке 2 приведена традиционная схема послереакторных исследований ТВС ВВЭР, которая успешно использовалась в НИИАР на протяжении десяти лет [1].

При выгрузке из реактора для всех ТВС проводят контроль герметичности в штанге перегрузочной машины. Обнаруженные негерметичные ТВС еще раз контролируются пенальным методом для оценки степени разгерметизации. Выгруженные ТВС временно хранятся в пристанционном бассейне выдержки (БВ). Выбор ТВС для отправки на исследования производится в соответствии с целями и задачами поставщика топлива и (или) эксплуатирующей организации. Отобранные для исследования ТВС (обычно одна или две сборки) после расхолаживания в БВ до определенного уровня мощности остаточного тепловыделения транспортируются в исследовательский центр. Здесь вначале ТВС инспектируется неразрушающими методами (осмотр, измерение геометрических параметров [2]), затем разбирается на отдельные твэлы и каркас. При извлечении твэлов из каркаса производится их осмотр и экспрессная вихревоковая дефектоскопия оболочки [3].

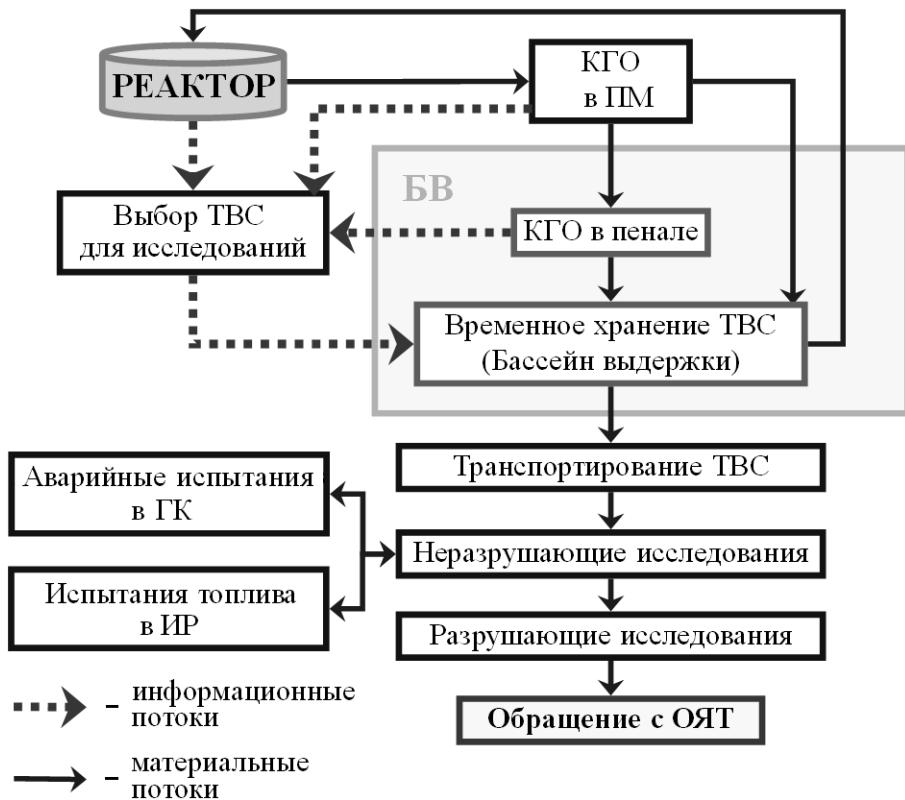


Рис. 2. Традиционная схема послереакторных исследований топлива ВВЭР

По результатам осмотра и вихретоковой дефектоскопии отбираются твэлы (обычно 10 – 20 штук), которые продолжают исследовать с помощью неразрушающих методов контроля: измерение длины и диаметра, гамма-сканирование [4] и рентгеновская радиография. У нескольких твэлов прокалывают оболочку и проводят измерение количества и состава газа, находящегося под их оболочкой [1].

На основании информации, полученной в результате неразрушающих методов исследований, отбирается несколько твэлов, которые исследуются традиционными разрушающими методами. Исследуются состояние таблеток топлива, окисление оболочки, размер зазора между топливом и оболочкой, микроструктура топлива и материала оболочки, механические свойства и содержание водорода в материале оболочки, распределение продуктов деления в топливе и т.п.

Из каркаса ТВС вырезаются дистанционирующие решетки (ДР), извлекаются направляющие каналы (НК), которые исследуются по отдельным программам как неразрушающими, так и разрушающими методами.

После завершения исследования ТВС в горячих камерах (ГК) отдельные твэлы могут использовать для проведения экспериментов по изучению выхода продуктов деления из негерметичных твэлов, а также по моделированию переходных режимов (циклизование мощности, скачки мощности), проектных (LOCA, RIA) и запроектных аварий на реакторных установках. Такие эксперименты проводят на специальных внутрикамерных стендах и в исследовательских реакторах [5].

Как уже отмечалось, традиционная схема послереакторных исследований успешно использовалась на протяжении десяти лет и, в целом, обеспечивала решение задач по научно-техническому сопровождению эксплуатации топлива ВВЭР и внедрения нового топлива на АЭС. Однако эта схема не в полной мере отвечает совре-

менным требованиям эффективности исследований топлива по сформулированным выше четырем критериям: полноты, достоверности, скорости и стоимости получения информации.

Недостатки схемы, по критерию полноты информации, заключаются в

- отсутствии методического обеспечения по моделированию поведения облученного топлива при обращении с ОЯТ (транспортировка, хранение и т.д.);
- недостаточно развитой методической базе по исследованию механических характеристик ТВС ВВЭР нового поколения.

При выборе ТВС для исследований в ГК практически отсутствует информация о состоянии этой ТВС, за исключением результатов КГО и беглого осмотра при выгрузке ее из активной зоны реактора.

Достоверность информации, полученной в результате послереакторных исследований, обеспечивается, в первую очередь, использованием аттестованных методик. Этому критерию традиционная схема послереакторных исследований полностью отвечает.

Скорость получения информации в традиционной схеме определяется тремя факторами (рис. 3): временем эксплуатации ТВС в реакторе, временем промежуточного хранения для расхолаживания в пристанционном бассейне выдержки и временем исследования ТВС в ГК. Таким образом, в зависимости от длительности эксплуатации ТВС в реакторе данные о ее состоянии после эксплуатации могут быть получены через 7 – 12,5 лет.

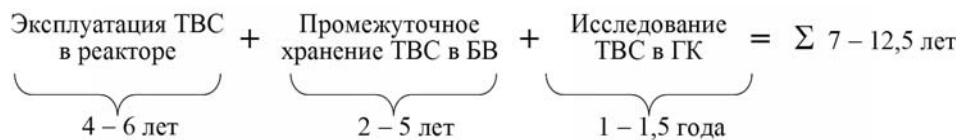


Рис. 3. Временной цикл получения данных о состоянии ТВС после эксплуатации

Модернизацию традиционной схемы послереакторных исследований целесообразно провести по трем направлениям (рис. 4):

- увеличение доли неразрушающих исследований ТВС и твэлов путем разработки и внедрения новых методов и средств;
- организация промежуточной инспекции ТВС непосредственно на АЭС в БВ;
- организация натурного моделирования с использованием облученных твэлов, условий транспортирования и длительного хранения отработавших ТВС (ОТВС) в ГК.

Разработка и внедрение новых неразрушающих методов и средств исследований ТВС и твэлов позволяет существенно повысить эффективность материаловедческих исследований, так как значительно увеличивается объем получаемой информации при относительно небольших затратах в сравнении с получением этого же объема информации разрушающими методами.

Для исследования ТВС и твэлов ВВЭР были разработаны и внедрены следующие методы и средства: испытание ТВС ВВЭР-1000 на изгибную жесткость [6]; импульсная вихревая дефектоскопия оболочек твэлов [7]; измерение зазора между оболочкой и топливным сердечником твэла [8]; ультразвуковой метод обнаружения негерметичных твэлов [9]; измерение толщины оксидной пленки на наружной поверхности оболочки твэла [10] и др.

Промежуточная инспекция ТВС непосредственно на АЭС в БВ осуществляется с помощью специальных стендов инспекции [11]. Методическое обеспечение различных по конструкции стендов инспекции может отличаться, но, в основном, оно позволяет выполнять

- подробный визуальный контроль;

- измерение геометрических параметров (длина, прогиб, угол скручивания, размер «под ключ», расстояния между ДР);
- измерение упругих характеристик пружинного блока головки ТВС.

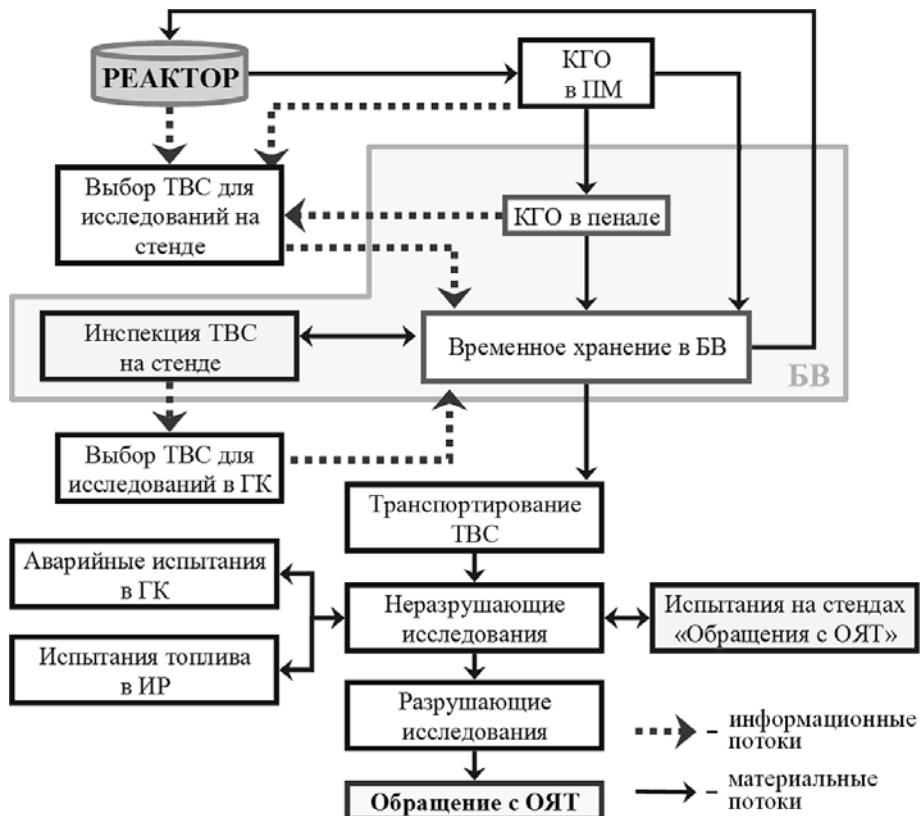


Рис. 4. Модернизированная схема послеакторных исследований топлива ВВЭР

Производительность стенда инспекции довольно высокая, поэтому за время ППР можно проинспектировать несколько ТВС, которые затем возвращаются в АЗ реактора для дальнейшей эксплуатации. Кроме того, по результатам инспекции можно будет принять решение о транспортировании одной или нескольких ТВС для материаловедческих исследований в ГК.

Таким образом, использование стенда инспекции позволяет получить информацию о состоянии

- ТВС после каждого топливного цикла;
- нескольких ТВС после эксплуатации и тем самым повысить качество отбора ТВС для транспортирования на исследования в ГК.

Натурное моделирование условий транспортирования и длительного сухого хранения ОТВС выполняется на специальных электрообогреваемых внутрекамерных стенах [12]. В стенах испытываются отдельные облученные твэлы ВВЭР или их фрагменты, изучаются процессы изменения параметров или деградации топлива с целью обоснования или разработки безопасных режимов транспортирования и длительно-го сухого хранения ОТВС. Стенды моделируют температурные режимы и газовую среду при нормальных и аварийных режимах хранения и транспортирования ОТВС.

Методология проведения материаловедческих исследований поведения облученного топлива при длительном хранении заключается в следующем (рис. 5) [13]. Для

разработки технологий длительного мокрого и сухого хранения нового топлива ВВЭР-1000 необходимо иметь модели поведения топлива при длительном хранении. На основе этих моделей определяются безопасные режимы и допустимый срок хранения ОТВС.



Рис. 5. Методология проведения материаловедческих исследований поведения ОЯТ при длительном хранении

Для разработки модели поведения топлива необходимо знать его состояние после эксплуатации, определить механизмы и оценить скорость его деградации при хранении.

Оценка состояния топлива после эксплуатации проводится на основании данных послереакторных исследований большого (статистически значимого) массива ТВС и твэлов в ГК. Возможные механизмы деградации топлива при длительном мокром и сухом хранении и скорость их протекания определяются исходя из теоретических представлений о физико-химических процессах, протекающих в топливе при его длительном хранении. По результатам исследования топлива после испытаний, имитирующих условия хранения, уточняются «значимые» механизмы деградации и скорости протекания соответствующих физико-химических процессов.

Дальнейшее развитие модернизированной схемы (рис. 4) связано с возможностью извлечения отдельных твэлов из ТВС непосредственно в бассейне выдержки АЭС (рис. 6). Извлечение твэлов производится в стенде инспекции после демонтажа головки ТВС для решения двух задач.

1. Оперативное получение первичной информации о состоянии твэлов после очередного топливного цикла. После извлечения из ТВС твэл исследуется с помощью неразрушающих методов на стенде инспекции. В зависимости от программы исследований и от методического обеспечения стенда возможны следующие виды исследований [14]: визуальный осмотр, измерение длины и диаметра, гамма-сканирование твэла для определения аксиального распределения продуктов деления и измерения длины топливного сердечника, вихревая дефектоскопия оболочки, измерение толщины окисной пленки на наружной поверхности оболочки, измерение диаметрального зазора между оболочкой и топливным сердечником твэла.

Таким образом, извлекая и исследуя твэлы из ТВС после каждого топливного цикла, получают зависимости геометрических параметров, толщины окисной пленки на наружной поверхности и др. от глубины выгорания топлива и линейной мощ-

ности. При использовании традиционной схемы (рис. 2) для получения таких зависимостей необходимо было бы транспортировать и исследовать в ГК несколько ТВС (4 – 5 шт.), что потребовало бы намного большего времени для получения этой информации и больших материальных затрат.

2. Отбор нескольких твэлов из разных ТВС для транспортирования и исследования в ГК. Эффективность этой технологии заключается в следующем:

- за одну транспортировку на исследования поступают твэлы из нескольких ТВС, при этом объем информации получают намного больший, чем при исследовании твэлов только на стенде инспекции, так как наряду с неразрушающими проводятся подробные разрушающие материаловедческие исследования твэлов;

- удельные затраты для получения такой информации намного меньше, чем в традиционной схеме исследований (см. рис. 2);

- извлеченные твэлы могут использоваться для последующих испытаний в исследовательских реакторах или на стендах в ГК. При этом затраты на получение информации о поведении топлива в аварийных режимах или при длительном сухом хранении будут намного меньшими, чем при использовании модернизированной схемы.

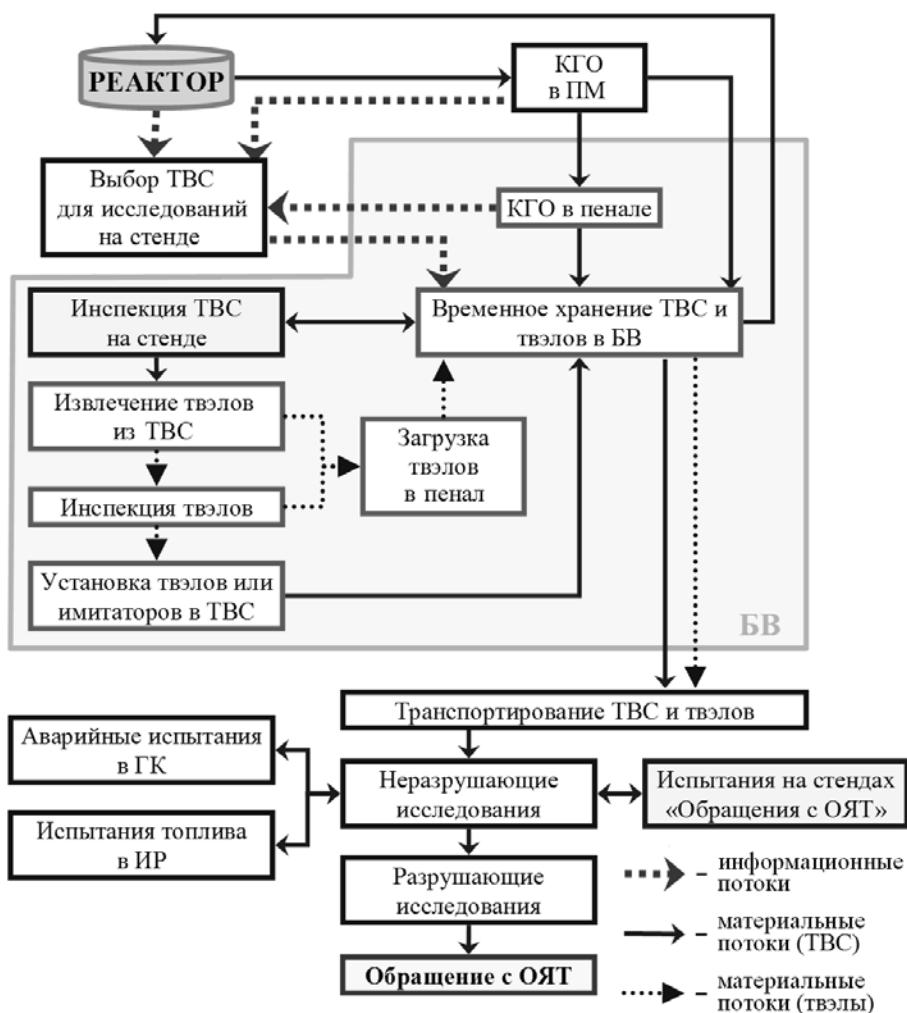


Рис. 6. Модернизированная схема послереакторных исследований топлива ВВЭР с использованием стенда инспекции ТВС и твэлов

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Предложенная методология материаловедческих исследований ТВС и твэлов ВВЭР с целью оперативного сопровождения внедрения нового топлива на АЭС предполагает поэтапное изменение традиционной схемы послереакторных исследований топлива ВВЭР. При этом решаются три задачи, которые полностью охватывают «жизненный» цикл вновь разрабатываемого и внедряемого топлива: эксплуатация, аварии и обращение с ОЯТ.

Использование методологии позволяет

- повысить эффективность материаловедческих исследований облученного топлива в части полноты и достоверности информации о состоянии и поведении топлива при нормальной эксплуатации, при проектных и запроектных авариях, а также при транспортировании и длительном хранении;
- значительно повысить скорость и уменьшить стоимость получения информации, необходимой для обоснования и внедрения нового топлива на АЭС.

Для реализации предложенной методологии необходимо разработать и внедрить в практику материаловедческих исследований облученного топлива новые методы и средства.

## **Литература**

1. Смирнов В.П. Разработка и совершенствование методов и средств исследований ТВС и твэлов для лицензирования топлива ЯЭУ. Дис. д.т.н. в форме науч. докл.: 05.14.03 Н.Новгород, 1996. - 48 с.
2. Иванов В.Б., Басова Б.Г., Дворецкий В.Г., Ходырев Ю.П. Автоматизация дистанционных материаловедческих исследований в горячих лабораториях. – М.: Энергоатомиздат, 1986.
3. Павлов С.В., Сухих А.В., Сагалов С.С. Вихревоковые методы в реакторном материаловедении. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2010. – 216 с.
4. Павлов С.В., Сухих А.В., Сагалов С.С. Гамма-спектрометрия в реакторном материаловедении. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 314 с.
5. Троянов В.М., Павлов С.В. Стратегия поиска. Задачи ОАО «ГНЦ НИИАР» в области научно-технического обоснования ядерного топлива для атомных электростанций // Росэнергоатом, 2011, №4. - С. 58-61.
6. Павлов С.В., Поленок В.С., Смирнов В.П. Методика определения прогибов ТВС ВВЭР-1000 при поперечных нагрузлениях / Сборник трудов ОАО «ГНЦ НИИАР», 1998. Вып. 3. - С. 85-93.
7. Сухих А.В., Сагалов С.С., Павлов С.В. и др. Использование импульсного метода вихревокового контроля для дефектоскопии облученных твэлов ВВЭР // Атомная энергия, 2009. Т.107, вып.2. С.115-118.
8. Amosov S. V., Pavlov S. V. Specific features of the determination of the pellet-cladding gap of the fuel rods by nondestructive method. Advanced post-irradiation examination techniques for water reactor fuel. – Proc. of a Technical Committee meeting held Dimitrovgrad, Russian Federation, 14–18 May, 2001. – IAEA-TECDOC-1277, 2002. PP. 73–79.
9. Pavlov S. V. An Ultrasonic Method for the Detection of Leaking Fuel Elements in Nuclear Reactors // Russian Journal of Nondestructive Testing, 2011. Vol. 47. No. 5. PP. 23-38.
10. Pavlov S., Amosov S., Sagalov S., Kostyuchenko A. Express Diagnostics of WWER Fuel Rods at Nuclear Power Plants. - Proceedings of the 8-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 26 September–4 October 2009, Helena Resort, Bulgaria. PP. 158-166.
11. Павлов С.В. Стенды инспекции, ремонта и реконструкции ТВС: обзор. – Димитровград: НИИАР, 1996. - 45 с.
12. S.V.Pavlov, V.P.Smirnov, A.V.Mytarev et al. Methods for WWER-1000 fuel testing under dry storage conditions. IAEA-CN-102/77P, p.541-551. Storage of Spent Fuel from Power Reactors. International Conference held in Vienna, 2-6 June 2003. IAEA-CSP-20/CD ISBN92-0-109603-8.
13. Павлов С.В., Крицкий В.Г., Ильин П.А. и др. Материаловедческие проблемы длитель-

ного мокрого и сухого хранения ОЯТ ВВЭР и РБМК / Сборник докл. IX Российской конференции по реакторному материаловедению. Димитровград, 14–18 сентября 2009 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2009. С. 455–477.

14. Павлов С.В., Сагалов С.С., Амосов С.В. Система неразрушающего контроля облучённых твэлов для стенда инспекции тепловыделяющих сборок ВВЭР // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2010. №. 3. С. 5–11.

Поступила в редакцию 23.01.2014

**Автор**

**Павлов Сергей Владленович**, директор ОАО «ГНЦ НИИАР», кандидат техн. наук  
E-mail: pavlov@niiar.ru

UDC 621.039.548

## METHODOLOGY OF MATERIAL TESTING FOR VVER FUEL ASSEMBLIES AND FUEL RODS TO SUPPORT INTRODUCTION OF NEW FUEL AT NPPS

Pavlov S.V.

JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad-10, Ulyanovsk reg., 433510 Russia

### ABSTRACT

The proposed methodology for post-irradiation examination of VVER fuel assemblies (FAs) and fuel rods is to be used for effective engineering support of the introduction of new fuel at NPPs. The application of the proposed methodology allows improving the efficiency of the material testing of irradiated fuel in terms of completeness and reliability of information about the state and behavior of fuel under both normal operating conditions and under design and beyond the design-basis accidents, as well as during the transportation and long-term storage. This methodology also allows diminishing the time to get information required for introduction of new fuel at NPPs as well as reducing its cost.

In order to implement the proposed methodology, it is necessary to develop and put into the material science practice new methods and facilities to conduct examination of irradiated fuel, which are as follows: new non-destructive examination methods for fuel assemblies and fuel rods; loop facilities and capsules to conduct irradiation tests of fuel in research reactors; hot cell test facilities to subject fuel to testing under simulated emergency conditions as well as transport and long-term storage conditions; fuel inspection facilities in the NPP storage pools and research reactor pools.

Nowadays, many of the above-listed methods and NDE facilities have been developed and put into operation. They are as follows: bending stiffness test facility for VVER-1000 FAs, pulse eddy current testing of fuel claddings, measurement of fuel-to-cladding gap, ultrasonic test method for failed fuel rods, test facility intended for simulation of SNF dry storage conditions, test facilities for the VVER-1000 FA inspection and repair etc.

**Key words:** fuel assembly, fuel rod, VVER, irradiated fuel, post-irradiation examinations

### REFERENCES

1. Smirnov V.P. Razrabotka i sovershenstvovanie metodov i sredstv issledovaniy TVS i tvelov dlya litsenzirovaniya topliva YaEU. Diss. dokt. tekhn. nauk v forme nauch. dokl. [Development and advancement of methods and facilities for examination of fuel assemblies and fuel elements for licensing of nuclear reactor fuel. Dr. tech. sci. diss. in the form of scientific report]. N.Novgorod, 1996.05.14.03, 48 p. (in Russian).
2. Ivanov V.B., Basova B.G., Dvoretskij V.G., Khodyrev Yu.P. Avtomatizatsiya distantsionnyh materialovedcheskih issledovanij v goryachikh laboratoriyah [Automation of remote-controlled post-irradiation examinations in the hot cells]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1986 (in Russian).

3. Pavlov S.V., Sukhikh A.V., Sagalov S.S. *Vikhretokovye metody v reaktornom materialovedenii* [Eddy current methods for reactor material science]. Dimitrovgrad, JSC «SSC RIAR», 2010, 216 p. (in Russian).
4. Pavlov S.V., Sukhikh A.V., Sagalov S.S. *Gamma-spectrometriya v reaktornom materialovedenii* [Gamma spectrometry methods for reactor material science]. Dimitrovgrad, JSC «SSC RIAR» Publ. 2012, 314 p. (in Russian).
5. Troyanov V.M., Pavlov S.V. *Strategiya poiska. Zadachi OAO «GNTs NIIAR» v oblasti nauchno-tehnicheskogo obosnovaniya yadernogo topliva dlya atomnykh electrostantsiy* [Search strategy. JSC «SSC RIAR» objectives in the field of scientific feasibility demonstration of nuclear fuel for nuclear power plants. *Rosenergoatom*. 2011, no. 4, pp. 58-61 (in Russian)].
6. Pavlov S.V., Polenok V.S., Smirnov V.P. *Metodika opredeleniya progibov TVS VVER-1000 pri poperechnykh nagruzheniyakh* [Bending measurement method as to VVER-1000 fuel assemblies under out-of-plane loading]. *Sbornik trudov OAO «GNTs NIIAR»* [Collection of JSC «SSC RIAR» research papers]. 1998, v. 3, pp. 85-93 (in Russian).
7. Sukhikh A.V., Sagalov S.S., Pavlov S.V., Markov D.V., Kuprienko M.V. *Ispolzovanie impulsnogo metoda vikhretokovogo kontrolya dlya defektoskopii oblucheyonnykh tvelov VVER* [Use of pulse eddy current method for non-destructive testing of irradiated VVER fuel rods]. *Atomnaya energiya*. 2009, v. 107, issue no. 2, pp. 115-118 (in Russian).
8. Amosov S.V., Pavlov S.V. Specific features of the determination of the pellet-cladding gap of the fuel rods by nondestructive method. Advanced post-irradiation examination techniques for water reactor fuel. [Proc. of a Technical Committee meeting]. Dimitrovgrad, Russian Federation, 14–18 May, 2001. IAEA-TECDOC-1277, 2002. pp. 73–79.
9. Pavlov S.V. An Ultrasonic Method for the Detection of Leaking Fuel Elements in Nuclear Reactors. *Russian Journal of Nondestructive Testing*. 2011, v. 47, no. 5, pp. 23-38.
10. Pavlov S., Amosov S., Sagalov S., Kostyuchenko A. Express Diagnostics of WWER Fuel Rods at Nuclear Power Plants. [Proc. of the 8-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support]. 26 September–4 October 2009, Helena Resort, Bulgaria. pp. 158-166.
11. Pavlov S.V. *Stendy inspeksii, remonta i rekonstruktsii TVS* [Test facilities for inspection, repair and rearrangement of fuel assemblies]. *Obzor*. Dimitrovgrad, NIIAR. 1996, 45 p. (in Russian).
12. Pavlov S.V., Smirnov V.P., Mytarev A.V., Vlasenko N.I., Billey D.V. Methods for WWER-1000 fuel testing under dry storage conditions. IAEA-CN-102/77P, p.541-551. Storage of Spent Fuel from Power Reactors. International Conference held in Vienna, 2-6 June 2003. IAEA-CSP-20/CD ISBN92-0-109603-8.
13. Pavlov S.V., Krtskij V.G., Il'in P.A., Shalaginova T.M., Razmashkin M.V. *Materialovedcheskie problemy dlitel'nogo mokrogo i sukhogo khraneniya OYaT VVER i RBMK* [Material science aspects of long-term wet and dry storage of the VVER and RBMK SNF]. *Sbornik dokladov IX Rossijskoj konferentsii po reaktornomu materialovedeniyu* [Proc. of the IXth Russian Conference on Reactor Material Science]. Dimitrovgrad, 14–18 Sept. 2009. Dimitrovgrad, JSC «SSC RIAR» Publ. 2009, pp. 455-477 (in Russian).
14. Pavlov S.V., Sagalov S.S., Amosov S.V. Sistema nerazrushayuschego kontrolya oblucheyonnykh tvelov dlya stenda inspeksii teplovydelyayushchih sborok VVER [Non-destructive inspection system of irradiated fuel elements for test inspection facility of VVER fuel assemblies]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 3, pp. 5-11 (in Russian).

#### Author

Pavlov Sergej Vladlenovich, Director, Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: pavlov@niiar.ru

# ОЦЕНКА ПОКАЗАТЕЛЕЙ БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ РЕАКТОРА ТИПА МБИР С ПОМОЩЬЮ РАСЧЕТНОГО КОДА RELAP

**Е.В. Никулин, А.В. Соболев, Ю.В. Волков**

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.  
249040, Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1*



Рассмотрена возможность выполнения анализа аварийных ситуаций на реакторах с натриевым теплоносителем в среде расчетного комплекса RELAP. Сложность заключается в отсутствии учета в RELAP жидкometаллического теплоносителя как такового.

Проблема рассматривалась в привязке к задаче выполнения анализа аварийной ситуации на реакторе типа МБИР, связанной с вводом положительной реактивности органами системы управления и защиты (СУЗ). Рассматривались сценарии выброса и несанкционированного извлечения со штатной скоростью одного из стержней СУЗ при работе реактора на номинальном уровне мощности.

Имитация натриевого теплоносителя выполнена перегретым водяным паром с сохранением отводимой теплоносителем мощности. Для этого рассчитан эквивалентный расход пара и заменены коэффициенты теплопередачи пара на натриевые.

В результате разработана модель ядерного реактора МБИР в синтаксисе программного кода RELAP и с ее помощью выполнены расчеты переходных процессов. Анализ полученных результатов и их сравнение с результатами других программных кодов показал хорошую сходимость.

**Ключевые слова:** аварийная ситуация, переходной процесс, реакторная установка, МБИР, расчетный код, рабочие органы системы управления и защиты, RELAP.

## ВВЕДЕНИЕ

С развитием человечества растет и энергопотребление. Существует опасение недостатка количества мировых запасов топлива для обеспечения работы водо-водяных реакторов на ближайшее столетие. В связи с этим большой интерес представляют реакторы на быстрых нейтронах – «наработчики» топлива. Большое значение имеют работы по усовершенствованию эксплуатационных характеристик вновь разрабатываемых и уже имеющихся быстрых реакторных установок.

Перед проведением каких-либо модернизаций на реакторной установке (РУ) необходимо провести ряд испытаний и исследований, подтверждающих работоспособность, надежность и безопасность нововведений. Для проведения необходимых испытаний нужна соответствующая экспериментальная база. Ею является быстрый исследовательский реактор БОР-60, размещенный на площадке Государственного научного центра – Научно-исследовательского института атомных реакторов («ГНЦ НИИАР»). Срок служ-

© Е.В. Никулин, А.В. Соболев, Ю.В. Волков, 2014

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

бы этого реактора подходит к концу, следовательно, появляется необходимость создания быстрого исследовательского реактора с новыми экспериментальными возможностями.

На смену реактору БОР-60 пришел многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР), размещение которого планируется на площадке ГНЦ НИИАР. Основные требования, предъявляемые к разрабатываемому реактору, заключаются в необходимости достижения высокой плотности потока нейтронов в реакторе и проведения исследований различных видов топлива, конструкционных и других нетопливных материалов [1].

Реактор должен «пройти» множество различных стадий расчета и анализа эффективности и безопасности реализованных в нем конструкторских решений. В данной работе выполнены численное моделирование аварийных ситуаций РУ МБИР и их анализ при несанкционированном извлечении органов регулирования системы управления на номинальной мощности. По результатам моделирования можно, в частности, оценить время, дающееся оперативному персоналу на проведение мер по предотвращению аварии, и последствия аварии в случае, если ее не удалось предотвратить.

Ранее в ИАТЭ НИЯУ МИФИ на кафедре расчета и конструирования реакторов АЭС велись работы по анализу безопасности ядерного реактора МБИР. Для выполнения такого анализа использовался специально разработанный программный код, в котором реализован расчет точечной модели динамики ядерного реактора с учетом обратных связей по мощности, температуре топлива и температуре теплоносителя. Таким образом, имеются аналогичные результаты по РУ МБИР, которые можно сравнить с данными, полученными в настоящей работе.

### РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА МБИР

РУ МБИР – исследовательская ядерная установка с многоцелевым реактором на быстрых нейтронах с жидкокометаллическим теплоносителем тепловой мощностью 150 МВт, предназначенная для проведения широкого спектра исследований в обоснование инновационных проектов атомной энергетики [2].

В 2011 г. был завершен эскизный проект РУ МБИР, в котором был сформирован базовый вариант инженерно-физического «облика» установки. В настоящий момент разработан технический проект РУ. Все эти мероприятия позволят создать новый исследовательский реактор, предназначенный для проведения широкого спектра исследований в обоснование инновационных проектов атомной энергетики, и ввести его в эксплуатацию к 2019 г.

### ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС RELAP

Расчетный анализ динамики РУ выполняется с помощью специальных программных средств, получивших название контурных кодов, одним из которых является RELAP.

RELAP5 – комплекс для анализа переходных режимов реакторных установок, разработанный Национальной технической лабораторией в Айдахо (США), подведомственной Комиссии ядерного надзора (NRC).

Согласно [3], сфера применения RELAP включает в себя лицензирование контрольных расчетов, экспертизу стратегий по уменьшению тяжести последствий аварии, поддержку оператора и планирование экспериментов. Исходно RELAP разрабатывался и использовался для анализа аварий с потерей теплоносителя реакторного контура. В настоящее время его применяют в качестве основного инструмента для анализа работы энергоблока в целом. Комплекс RELAP можно использовать для имитации переходных режимов в системах РУ, таких как авария, связанная с потерей теплоносителя, ожидаемый переходный процесс без срабатывания аварийной защиты реактора, эксплуатационные переходные режимы (например, утечка питательной воды, потеря мощности, потеря энер-

госнабжения от внешнего источника и отключение турбины) [3].

Основой расчетного кода RELAP5 mod 3 является неоднородная и неравновесная модель для двухфазовой системы, которая решается при помощи быстрой, отчасти неявной математической модели.

## ПРОВОДИМЫЕ РАСЧЕТЫ

Выполнялось расчетное моделирование четырех вариантов протекания аварийной ситуации. В реактор, работающий на номинальном уровне мощности, вводилась положительная реактивность за счет

- мгновенного извлечения стержня рабочего органа автоматического регулирования (РО АР);
- мгновенного извлечения стержня рабочего органа ручного регулирования (РО РР);
- извлечения стержня РО АР со штатной скоростью приводов;
- извлечения стержня РО РР со штатной скоростью приводов.

Для модельного воссоздания стационарного состояния РУ имитация аварийной ситуации выполнялась не раньше, чем с 20-й – 30-й секунды. Предполагается, что за это время «сходят» все переходные процессы, связанные именно с моделированием и расчетными методами.

## ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТНОЙ СХЕМЫ

### Теплоноситель

Базовая (некоммерческая) версия RELAP 5 ограничивает набор возможных теплоносителей водой, а натрий как теплоноситель отсутствует. По этой причине в процессе разработки модели была произведена «подмена» натрия в активной зоне (АЗ) на перегретый пар с сохранением эквивалента по отводимой мощности [4]:

$$G_{\text{экв}} = W/(h_{\text{вых}} - h_{\text{вх}}), \quad (1)$$

где  $G_{\text{экв}}$  – массовый расход пара;  $W=150 \text{ МВт}$  – мощность РУ (тепловая);  $h_{\text{вх}} = 3182 \text{ кДж/кг}$  – энталпия перегретого пара на входе в активную зону (температура теплоносителя на входе  $t_{\text{вх}}=354^\circ\text{C}$ );  $h_{\text{вых}} = 3615 \text{ кДж/кг}$  – энталпия перегретого пара на выходе из активной зоны (температура теплоносителя на выходе  $t_{\text{вх}} = 559^\circ\text{C}$ ). Подстановка известных величин в формулу (1) дает массовый расход пара  $G_{\text{экв}} = 346 \text{ кг/с}$ . В проведенных оценках использовалось фактическое давление пара в первом контуре, равное 0,2 МПа.

Коэффициент теплоотдачи к теплоносителю заменялся рассчитанными величинами отдельно для натрия. Для большего подобия величина коэффициента теплоотдачи задавалась разной на участках от входа до середины по высоте и от середины по высоте до выхода теплоносителя. Значения этих величин  $\alpha_{\text{вх}} = 27,5 \text{ кВт}/(\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C})$  и  $\alpha_{\text{вых}} = 25,3 \text{ кВт}/(\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C})$  рассчитаны с помощью соотношений, приведенных в [4].

Выполненная таким образом замена позволяет имитировать натриевый теплоноситель перегретым паром за счет подобия теплосъема и теплоемкости.

### Коэффициенты реактивности

При расчете энерговыделения в активной зоне в RELAP5 используется точечная модель кинетики реактора, т.е. считается, что профиль распределения потока нейтронов по пространству АЗ не меняется во времени. Учет обратных связей (эффектов реактивности) осуществляется указанием соответствующих коэффициентов реактивности.

В разработанной модели использованы коэффициенты реактивности по температуре топлива и теплоносителя:  $\alpha_{\text{топл}} = -1.0 \cdot 10^{-3} \beta_{\text{эфф}} / ^\circ\text{C}$ ;  $\alpha_{\text{тепл}} = -1.2 \cdot 10^{-2} \beta_{\text{эфф}} / ^\circ\text{C}$ .

Величины этих характеристик были взяты из материалов технического проекта по состоянию на 2012 г.

Эффективная доля запаздывающих нейтронов  $\beta_{\text{эфф}} = 0,003 dk/k$ .

#### Теплофизические свойства ядерного топлива

В зоне спеченного ЯТ коэффициент теплопроводности рассчитывается по формуле для спеченного оксидного смешанного топлива с учетом изменения стехиометрии:

$$\lambda_0 = (0.037 + 3.33 \cdot X + 2.37 \cdot 10^{-4} T)^{-1} + 78.9 \cdot 10^{-12} \cdot T^3, \text{ Вт}/(\text{м} \cdot \text{К}), \quad (2)$$

где  $X$  – параметр стехиометрии  $(\text{UPu})_{O_{2-x}}$ .

Для уран-плутониевого оксидного ядерного топлива параметр стехиометрии равен двум.

Удельная теплоемкость ЯТ вычисляется по формуле

$$C_p = 0.2973 + 25 \cdot 10^{-6} \cdot T - 6000 \cdot T^{-2}, \text{ кДж}/(\text{кг} \cdot \text{град}).$$

Вычисления проводились для восьми различных значений температуры в пределах от 470 до 3700 К.

#### Расчетная схема

Расчетная схема активной зоны в рамках комплекса RELAP mod 3.2 представлена на рис. 1 и включает в себя пять структурных элементов, описание которых приводится в табл. 1.

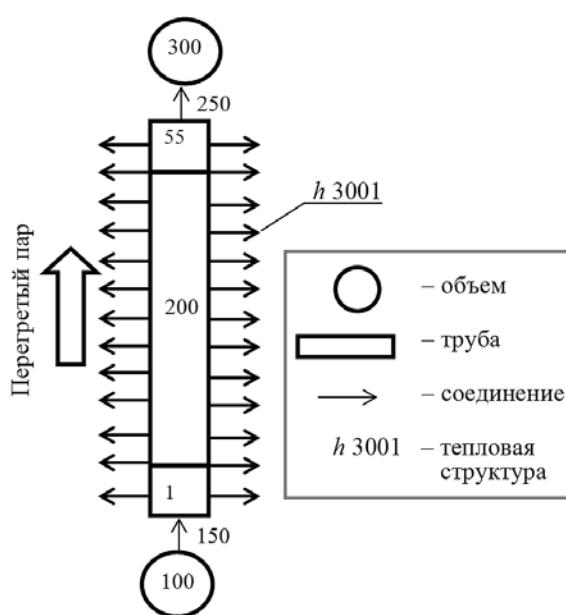


Рис. 1. Расчетная схема активной зоны МБИР

Таблица 1

#### Список обозначений к расчетной схеме

Обозначение элемента	Наименование элемента
100	Входной объем Na
150, 250	Соединение
200	Твэл, разбитый на 55 равных частей
300	Выходной объем Na
$h 3001$	Тепловая структура, теплообмен с контуром теплоносителя

На протяжении всего времени протекания аварийной ситуации расход теплоносителя считается постоянным ( $G_{\text{экв}} = 346 \text{ кг/с}$ ). Ввод положительной реактивности начинается с 50-й секунды.

### Аналогичный программный код

Ранее на кафедре расчета и конструирования реакторов АЭС были выполнены расчеты с помощью специально разработанного программного кода, в котором реализован расчет точечной модели динамики ядерного реактора с учетом обратных связей по температуре топлива и температуре теплоносителя. Система уравнений, описывающая эту модель, имеет вид

$$\begin{aligned} dw/dt &= [\rho(t) - \beta] \cdot w/L + \sum \lambda_i \cdot C_i, \\ dC_i/dt &= -\lambda_i \cdot C_i + w \cdot \beta_i / \Lambda, \\ m_t \cdot C_t \cdot dT_t &= w(t) - k_t(T_t - T_{\text{тепл}}), \end{aligned} \quad (3)$$

где  $w$  – мощность;  $C_i = c_i$  (количество предшественников запаздывающих нейтронов)/ $3 \cdot 10^{10} \Lambda \cdot \nu$ , когда мощность выражена в ваттах;  $\Lambda$  – время генерации мгновенных нейтронов;  $\lambda_i$ ,  $C_i$  и  $\beta_i$  – постоянная распада, концентрация и доля от  $\beta_{\text{эфф}}$   $i$ -ой группы запаздывающих нейтронов;  $m_t$ ,  $C_t$ ,  $T_t$  – масса, удельная теплоемкость и средняя температура топлива соответственно;  $k_t$  – коэффициент теплопередачи от топлива к теплоносителю;  $T_{\text{тепл}}$  – средняя температура теплоносителя.

Кроме того учитывается связь между температурой теплоносителя и температурой топлива:

$$G \cdot C_{\text{тепл}} \cdot \Delta T_{\text{тепл}}(t) = k_t(T_t - T_{\text{тепл}}), \quad (4)$$

где  $G$  – расход теплоносителя,  $\text{кг/с}$ ;  $C_{\text{тепл}}$  – удельная теплоемкость теплоносителя;  $\Delta T_{\text{тепл}}$  – подогрев теплоносителя при его прохождении через активную зону реактора;  $T_{\text{тепл}}$  – средняя температура теплоносителя, равная сумме его входной температуры  $T_{\text{тепл.вход}}$  и половины температуры подогрева теплоносителя в активной зоне  $\Delta T_{\text{тепл}}$  ( $T_{\text{тепл}} = T_{\text{тепл.вход}} + \Delta T_{\text{тепл}}(t)/2$ ).

Изменение реактивности в реакторе характеризуется изменением как температуры топлива, так и температуры теплоносителя. В таком случае баланс реактивности записывается в виде

$$\rho(t) = \rho_0 - |\alpha_{\text{тепл}}| \cdot \Delta T_{\text{тепл}} - |\alpha_t| \cdot \Delta T_t - |\alpha_w| \cdot \Delta w, \quad (5)$$

где  $\rho_0$  – реактивность, введенная в реактор в момент времени  $t = 0$ ;  $|\alpha_{\text{тепл}}|$ ,  $|\alpha_t|$  и  $|\alpha_w|$  – коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя, температуре топлива и мощности соответственно;  $T_{\text{тепл}}$ ,  $\Delta T_t$  и  $\Delta w$  – приращения во времени температуры теплоносителя, температуры топлива и мощности соответственно.

Программный код реализует решение системы уравнений (3) с учетом (4) и (5) методом матричной экспоненты.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В процессе выполнения расчетов моделировалось введение положительной реактивности в работающий на номинальной мощности реактор со скоростью 0,07  $\beta_{\text{эфф}}/\text{с}$ . Длительность ввода положительной реактивности для стержня АР составляет 21,5 с.

Качественное поведение роста мощности, температур топлива и теплоносителя, а также изменения реактивности в обоих расчетах совпадают (рис. 2 – 4). Однако имеется существенное отличие в величинах самой реактивности, полученных двумя программами. Наблюдается большое расходжение в значениях температуры топлива

ва в двух моделях. Причиной этого является принципиальная разница в описании моделей. При расчете в программном комплексе RELAP моделируется вертикальный канал, а в ранее разработанном коде – точечная модель (нет толщины стенок и т.д.). Также к возможным причинам такого расхождения в значениях температур можно отнести произведенную замену натрия на перегретый пар, чего в ранее разработанном коде не было. В силу того, что реактивность сильно зависит от температуры топлива, а значения этих температур достаточно сильно расходятся, то имеются и расхождения в значениях реактивности. Такое расхождение не является столь критичным, т.к. полученные результаты носят оценочный характер.

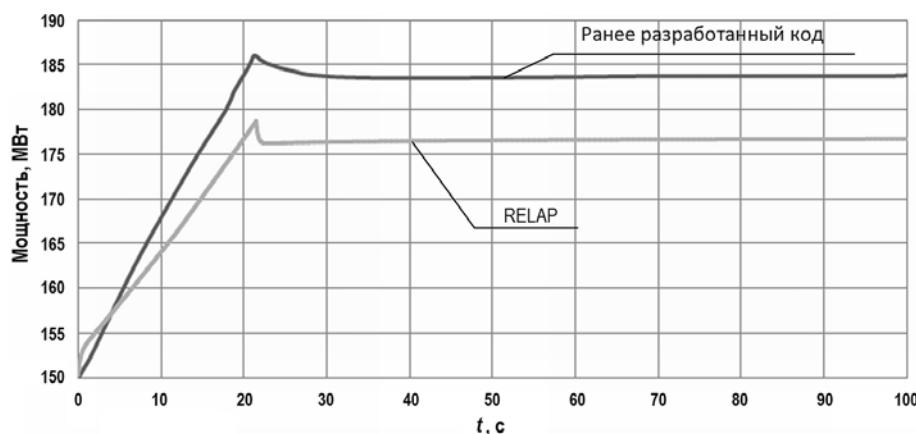


Рис. 2. Поведение мощности при извлечении стержня АР в течение 21,5 с

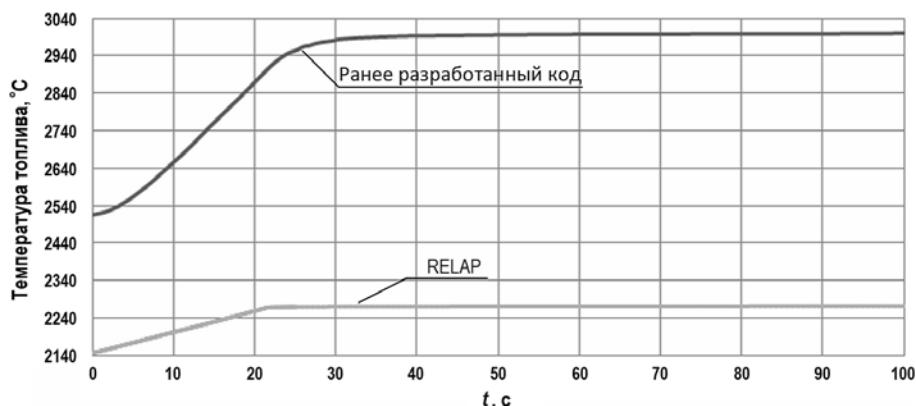


Рис. 3. Поведение температуры топлива при извлечении стержня АР в течение 21,5 с

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

С помощью программного комплекса RELAP 5 mod 3.2 были смоделированы четыре реактивностные аварийные ситуации, имитирующие выбросы разных ОР СУЗ и их несанкционированное извлечение. В результате были получены зависимости мощности, реактивности, температуры топлива и теплоносителя от времени.

Полученные данные позволяют оценить безопасность РУ МБИР, последствия аварии, возможные повреждения активной зоны, угрозу для персонала, обслуживающего РУ. Можно сделать вывод, что в случае выброса стержней РО АР либо РР ни персонал, ни даже автоматика не смогут предотвратить плавление АЗ, т.к. за крат-

чайший промежуток времени генерируется огромное количества тепла, которое просто не успевает передаваться теплоносителю.

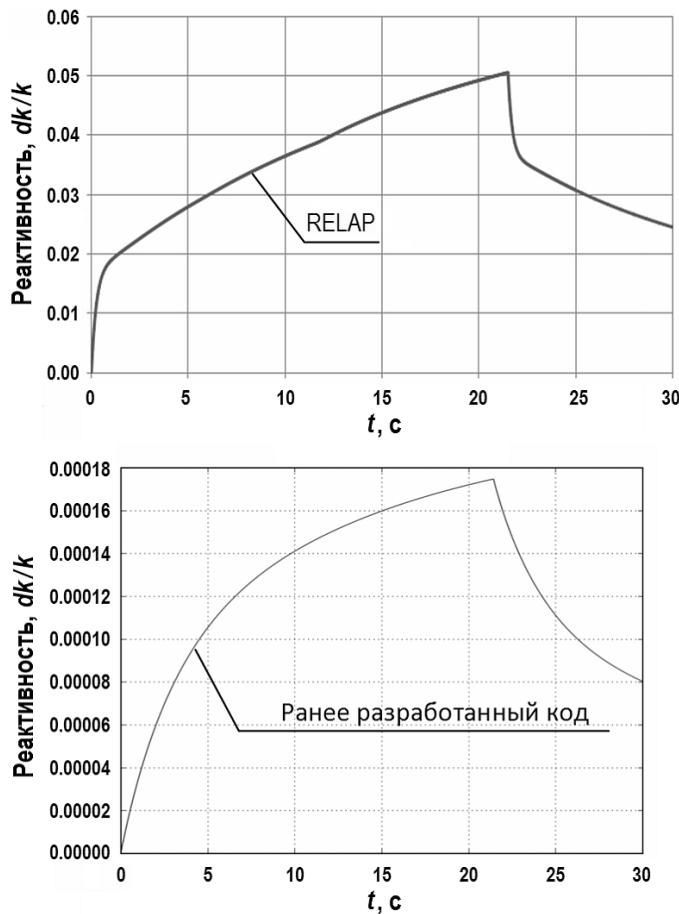


Рис. 4. Поведение реактивности при извлечении стержня АР в течение 21,5 с

В случаях несанкционированного извлечения с проектной скоростью стержней РО АР либо РР складывается другая картина. Для предотвращения плавления АЗ у персонала есть достаточно времени, чтобы предпринять действия для прекращения ввода положительной реактивности либо обеспечить дополнительный теплоотвод.

Расчеты показали, что замена натриевого теплоносителя на перегретый пар позволяет воспроизвести в общих чертах физику реальных процессов в объемах, необходимых для анализа безопасности, поскольку не приводит к существенному искажению результатов.

### Литература

1. ОАО «НИИАР». Техническое задание на опытно-конструкторскую работу. Элемент тепло-выделяющий реактора МБИР. 2010 г.
2. ГК «Росатом». Концептуальный проект многофункционального быстрого исследовательского реактора. Пояснительная записка. № 44-86/3032 от 15.12.2008г.
3. Idaho National Engineering Laboratory Lockheed Idaho Technologies Company Idaho Falls, Idaho 83415 “RELAP5/MOD3 CODE MANUAL VOLUME IV: MODELS AND CORRELATIONS”.
4. Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Теплообмен в ядерных энергетических установках: Учебник для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 2000.

Поступила в редакцию 11.02.2014 г.

**Авторы**

Никулин Евгений Валерьевич, аспирант

E-mail: jaki07@mail.ru

Соболев Артем Владимирович, старший преподаватель

E-mail: Sobolevartem82@gmail.com

Волков Юрий Васильевич, профессор, доктор техн. наук

E-mail: volkov@iate.obininsk.ru

---

UDC 621.039.526

## **SAFETY ASSESSMENT FOR THE MBIR REACTOR USING THE RELAP CODE**

Nikulin E.V., Sobolev A.V., Volkov Yu.V.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Nuclear Research University  
«MEPhI». 1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

### **ABSTRACT**

The possibility of performing analysis of an emergency situation at sodium-cooled reactors using the RELAP code is discussed. The difficulty is that RELAP does not take into account the liquid metal coolant.

The problem was considered in relation to the objective analysis of the emergency situation at the MBIR reactor associated with the introduction of positive reactivity of the reactor control and safety system. Scenarios of ejection of one of the control rods in the reactor control and safety system and unauthorized extraction with regular speed during operation of the reactor at nominal power level were considered.

Imitation of sodium coolant was performed by superheated steam with preservation of the exhaust coolant capacity. To achieve it, the equivalent steam flow was calculated and heat-transfer coefficients were replaced by those for sodium.

As a result, a calculation model of the MBIR nuclear reactor was developed using the syntax of the RELAP code and the model was used to calculate the transients. Analysis of the results obtained and their comparison with those obtained by other software codes showed good agreement.

**Key words:** emergency, transitional process, reactor facility, MBIR, account code, reactor control and protection system, RELAP.

### **REFERENCES**

1. JSC «RESEARCH INSTITUTE OF ATOMIC REACTORS». Technical specification for development work. The fuel element reactor MBIR. 2010 (in Russian).
2. SC «ROSATOM». Conceptual design of a multi-purpose fast research reactor. Explanatory note No. 44-86/3032 from 15.12.2008 (in Russian).
3. Idaho National Engineering Laboratory Lockheed Idaho Technologies Company Idaho Falls, Idaho 83415 «RELAP5/MOD3 CODE MANUAL VOLUME IV: MODELS AND CORRELATIONS».
4. Kirillov P.L., Bogoslovskaya G.P. *Heat transfer in nuclear power plants: Textbook for higher education*. Moscow, Energoatomizdat Publ., 2000 (in Russian).

**Authors**

Nikulin Evgenij Valer'evich, Postgraduate Student

E-mail: jaki07@mail.ru

Sobolev Artyom Vladimirovich, Senior Lecturer

E-mail: Sobolevartem82@gmail.com

Volkov Jurij Vasil'evich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: volkov@iate.obininsk.ru

# МЕТОД СТАТИСТИЧЕСКОГО СРАВНЕНИЯ ДАННЫХ И ЕГО ПРИМЕНЕНИЕ ДЛЯ АНАЛИЗА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ ДАННЫХ

**С.И. Битюков, Н.В. Красников\*, А.В. Максимушкина\*\*,  
А.Н. Никитенко\*\*\*, В.В. Смирнова**

*Институт физики высоких энергий, Протвино, Россия*

*\* Институт ядерных исследований РАН, Москва, Россия*

*\*\* ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия*

*\*\*\* Империал колледж, Лондон, Великобритания*



Предлагается метод статистического сравнения данных для использования в задачах анализа экспериментальных и моделюемых ядерно-физических данных, являющийся развитием метода статистического сравнения гистограмм. Подробно описан алгоритм процедуры сравнения данных. В качестве меры различия данных используется двумерная тест-статистика, определяемая через статистические моменты распределения, полученного при вычислении значимостей различия измеренных и (или) смоделированных значений определяемой величины в соответствующих точках измерения. Значимости различия реализованных значений измеряемой величины в каждой точке являются реализацией случайной величины, распределение вероятностей которой близко к стандартному нормальному распределению, если измеряется та же самая величина и в методах измерения отсутствуют систематические различия. Это позволяет избежать зависимости результатов от формы распределения. Точность оценки меры различия определяется с помощью эксперимента Монте-Карло. Показана возможность применения предлагаемого метода в задачах сравнения данных разных экспериментов или экспериментальных и смоделированных данных.

**Ключевые слова:** теория распределений и методы Монте-Карло, измерения и теория ошибок, анализ данных (алгоритмы и применение).

## ВВЕДЕНИЕ

Развитие ядерной энергетики является неотъемлемой частью развития современной цивилизации. Устойчивый интерес к ядерным реакциям привел к созданию как специализированных баз данных, например, EXFOR [1], так и специализированных программных продуктов, например, CASCADE/INPE [2] или CASCADeX [3], позволяющих моделировать ядерные реакции в соответствии с заданными модельными предположениями. Сравнение существующих экспериментальных данных и данных, полученных моделированием ядерных реакций, является одной из основных задач при выборе теоретических построений, адекватно описывающих экспериментальные данные. Часто при сравнении данных используются факторы согласия [4] или их

взвешенная комбинация [3] с не совсем очевидной интерпретацией полученных результатов сравнения данных.

В работах [5, 6] рассматривается метод статистического сравнения гистограмм как возможное решение задачи сравнения данных унифицированным способом. Преимущество данного подхода в сравнении со стандартным методом, использующим хи-квадрат-распределение, показано в работе [7]. Работы [5 – 7] ориентированы на сравнение потоков выборочных данных, однако основные идеи этих работ можно использовать и при сравнении наборов данных произвольной природы.

Итак, предположим, что нужно сравнить два набора данных  $h_1$  и  $h_2$ , состоящих из  $M$  измеренных в точках  $x_1, x_2, \dots, x_M$  значений

$$h_1: \hat{n}_{11} \pm \hat{\sigma}_{11}, \hat{n}_{21} \pm \hat{\sigma}_{21}, \dots, \hat{n}_{M1} \pm \hat{\sigma}_{M1}$$

и

$$h_2: \hat{n}_{12} \pm \hat{\sigma}_{12}, \hat{n}_{22} \pm \hat{\sigma}_{22}, \dots, \hat{n}_{M2} \pm \hat{\sigma}_{M2}.$$

Сравнив эти два набора данных, нужно принять решение о том, описывают ли эти данные одно и то же явление (т.е. результаты получены из одной и той же генеральной совокупности) или результаты соответствуют разным явлениям (например, измеряются разные процессы или не учтены какие-нибудь особенности собственно измерений, т.е. результаты взяты из разных генеральных совокупностей), а также оценить вероятность того, что решение об их различии правильное.

## РАССТОЯНИЕ МЕЖДУ НАБОРАМИ ДАННЫХ

Большинство методов сравнения данных используют в качестве меры различимости данных некоторое «расстояние между данными». Так, например, в методе  $\chi^2$  расстояние между двумя наборами данных, представленными в виде гистограмм [8], это

$$\chi^2 = \sum_{i=1}^M [(\hat{n}_{i1} / N_1 - \hat{n}_{i2} / N_2)^2 / (\hat{n}_{i1} / N_1 + \hat{n}_{i2} / N_2)] = \sum_{i=1}^M \hat{S}_i^2,$$

где  $\hat{S}_i$  в случае пуссоновских потоков событий можно назвать «нормализованной значимостью различия» значения в  $i$ -ом канале в первой гистограмме и  $i$ -ом канале во второй гистограмме.

Отметим, что в предлагаемом методе также используется  $\hat{S}_i$ , но несколько иначе, чем в методе хи-квадрат. Существуют и другие «расстояния» (см. [8]).

## РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕСТОВЫХ СТАТИСТИК

Предлагается использовать статистические моменты распределения  $\hat{S}_i$ , где  $i=1, \dots, M$ . Это распределение, состоящее из  $M$  значений, в случае, если оба набора данных получены из одной и той же генеральной совокупности, близко к стандартному нормальному распределению, поскольку каждая реализация случайной величины «значимость различия» значений для каждой точки измерения  $i$  является реализацией стандартной нормальной величины.

Таким образом, в качестве расстояния между наборами данных предлагается не одномерная величина, как в других методах, а многомерная. В рассмотренных далее примерах двумерная величина

$$SRMS = (\bar{S}, RMS), \text{ где } \bar{S} = \sum_{i=1}^M \hat{S}_i / M,$$

есть среднее значение распределения «нормализованных значимостей различия», а величина

$$RMS = \sqrt{\sum_{i=1}^M (\hat{S}_i - \bar{S})^2 / M}$$

является среднеквадратическим отклонением этого распределения.

$RMS$  имеет ясную интерпретацию:

- при  $RMS = (0,0)$  оба набора данных идентичны;
- если  $RMS \approx (0,1)$ , то оба набора данных получены из одной и той же генеральной совокупности;
- если вышеупомянутые условия не выполняются, то наборы данных получены из разных генеральных совокупностей.

Отметим, что существует взаимосвязь между средним, среднеквадратическим и значением хи-квадрат:

$$RMS^2 = \chi^2 / M - \bar{S}^2, \quad \chi^2 = \sum_{i=1}^M \hat{S}_i.$$

Данная взаимосвязь указывает на то, что тест-статистика  $\chi^2$  является комбинацией двух тест-статистик –  $RMS$  и  $\bar{S}$ .

### ЗНАЧИМОСТЬ РАЗЛИЧИЯ

Рассмотрим модель, в которой наборы данных  $h1$  и  $h2$  определены следующим образом: случайная переменная  $n$  (измеряемая величина в точке измерения  $i$ ) подчиняется нормальному распределению

$$\varphi(n|n_{ik}) = \exp[-(n - n_{ik})^2 / (2\sigma_{ik}^2)] / (\sqrt{2\pi}\sigma_{ik}).$$

Здесь ожидаемое значение в  $i$ -й точке измерения  $k$ -го набора данных есть  $n_{ik}$ , а ожидаемая величина дисперсии –  $\sigma_{ik}^2$ .

Для случая сравнения двух наборов данных введем значимость различия в соответствующих точках измерения

$$\hat{S}_i = (\hat{n}_{i1} - \hat{n}_{i2}) / \sqrt{\hat{\sigma}_{i1}^2 + \hat{\sigma}_{i2}^2}.$$

В данном случае  $\hat{n}_{ik}$  – это наблюденное значение в точке измерения  $i$  набора данных  $k$ , – соответствующее стандартное отклонение. Если предположить, что во втором наборе данных нет статистических ошибок, то значимость различия будет равна

$$\hat{S}_i = (\hat{n}_{i1} - \hat{n}_{i2}) / \hat{\sigma}_{i1}.$$

### ГЕНЕРАЦИЯ ПОВТОРНОГО НАБОРА ДАННЫХ

Следующий шаг является важным в данном методе сравнения наборов данных. По аналогии с генерацией повторной выборки в методе «бутстреп» [9] он может быть назван генерацией повторного набора данных. Для каждого из сравниваемых наборов данных создается определенное количество подобных наборов данных (клонов) в соответствии с рассматриваемой моделью, а именно, значение в каждой точке измерения клонируемых наборов данных разыгрывалось в соответствии с законом  $N(\hat{n}_{ik}, \hat{\sigma}_{ik})$ . Это позволяет создать две имитационные модели генеральных совокупностей наборов данных для сравниваемых наборов данных. В рассмотренных ниже примерах было смоделировано 4999 клонов для каждого из наборов данных и затем проведено 5000 сравнений пар полученных наборов данных. В ходе каждого

сравнения строилось распределение значимостей различия в соответствующих точках измерения и определялось среднее и среднеквадратическое полученного распределения. Полученные величины используются для проверки гипотезы о принадлежности наборов данных одной или разным генеральным совокупностям, определения ошибок первого ( $\alpha$ ) и второго ( $\beta$ ) рода и оценки вероятности правильности решения о том, что наборы данных принадлежат разным генеральным совокупностям.

## РАЗЛИЧИМОСТЬ НАБОРОВ ДАННЫХ

Обычно для различимости гипотез при сравнении наборов данных задают уровень значимости критерия, т.е. вероятность совершить ошибку первого рода  $\alpha$ , и вычисляют мощность критерия  $1-\beta$ , где  $\beta$  – вероятность ошибки второго рода. Различимость наборов данных можно также оценить с помощью некоторой функции ошибок первого ( $\alpha$ ) и второго ( $\beta$ ) рода, которая фактически является вероятностью правильного заключения о принадлежности наборов данных разным генеральным совокупностям. Если эта величина равна единице, то наборы данных 100%-но различимы. Если же эта величина равна нулю, то наборы данных неразличимы, и можно утверждать, что они взяты из одной генеральной совокупности.

Если критическая область (величина, линия, поверхность и т.п.) выбрана корректно, т.е. выполнено условие  $\alpha + \beta \leq 1$ , то вероятность правильного решения о различимости наборов данных определяется как  $1 - (\alpha+\beta)/(2-(\alpha+\beta))$  [10].

## ПРИМЕРЫ

Получение экспериментальных ядерно-физических данных является сложной задачей, поэтому для расчетов широко используются данные (например, данные по сечениям реакций), полученные с помощью специализированных пакетов программ, в основе которых лежат физические модели, например, [11]. Таким образом, важной задачей является определение, насколько корректно расчетные данные описывают эксперимент.

Использование метода позволяет не только определить принадлежность экспериментальных и расчетных данных одной генеральной совокупности (когда модель хорошо описывает эксперимент), но и найти доверительные интервалы параметров расчетной модели, в пределах которых модель хорошо согласуется с экспериментом. Также можно определить, являются ли различия в экспериментальных данных, полученных на разных установках или различными группами экспериментаторов, настолько серьезными, что эти данные не могут быть объединены для совместного рассмотрения.

Рассмотрим несколько наборов данных и проведем их анализ с помощью разработанного метода.

**Данные по сечениям реакции  $^{52}\text{Cr}(\text{p},\text{x})^{7}\text{Be}$ .** Экспериментальные данные брались из EXFOR [1], а расчетные были получены с помощью новой версии программы CASCADE [3]. Исходные данные представлены в табл. 1 и на рис. 1.

В результате обработки этих данных были получены двумерные распределения величин  $S$  и  $RMS$  для соответствующего распределения значимостей различия, показанные на рис. 2, где критическая линия для проверки гипотезы о разделимости наборов данных отделяет полу百分百ный уровень значимости (ошибка первого рода  $\alpha = 0.005$ ) от нижнего распределения (калибровочного) и позволяет вычислить мощность критерия.

В рассмотренном примере  $\alpha = 0.005$  и  $\beta = 0.0202$ . Решение о том, что данные взяты из разных генеральных совокупностей, верно с вероятностью 0.99746.

Таблица 1

**Исходные данные**

$E_p$ , МэВ	Расчетные сечения, мб	Экспериментальные сечения, мб	Ошибка эксперимента, мб
50	0.0622	0.056	0.01
100	0.183	0.297	0.028
150	0.342	0.348	0.032
250	0.6835	0.676	0.069
400	1.292	1.26	0.11
600	2.962	2.39	0.2
800	3.824	3.28	0.33
1200	5.525	5.38	0.46
1600	6.84	6.04	0.54
2600	8.358	6.58	0.61

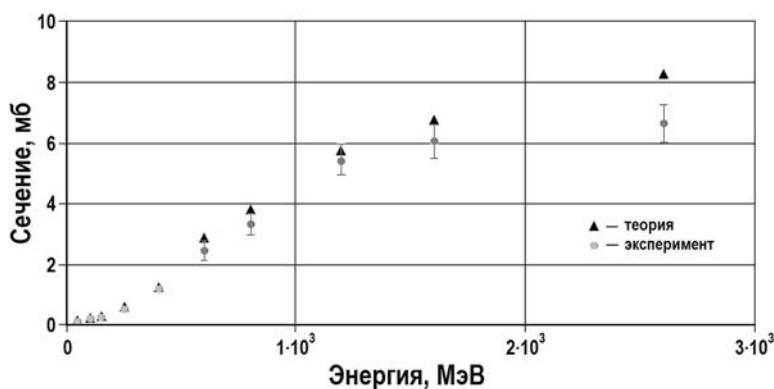


Рис. 1. Теоретические и экспериментальные данные реакции  $^{52}\text{Cr}(p,x)^7\text{Be}$

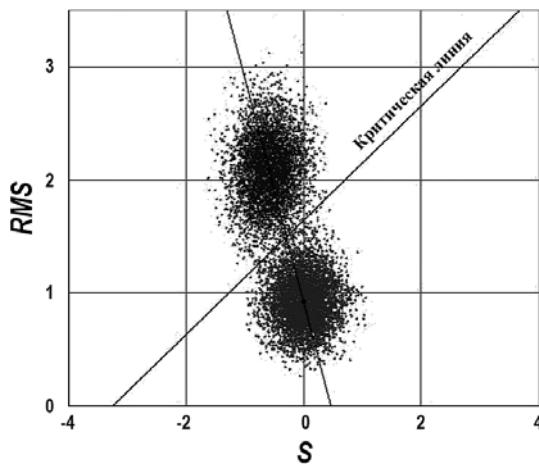


Рис. 2. Оценка различимости наборов данных

**Сечения для реакции  $^{56}\text{Fe}(p,x)^{24}\text{Na}$ .** Экспериментальные сечения взяты из EXFOR[1], а два набора расчетных сечений получены с помощью программы CASCADE [3]. Один набор расчетных сечений был получен с использованием модели образо-

вания кластеров с  $A > 10$ , а второй – без учета их образования (табл. 2).

Таблица 2

**Сечения для реакции  $^{56}\text{Fe}(\text{p},\text{x})^{24}\text{Na}$** 

$E_{\text{p}}$ , МэВ	Экспериментальные сечения, мб	Ошибка эксперимента, мб	Расчетные сечения по первой модели, мб	Расчетные сечения по второй модели, мб
200	1.29E-02	3.00E-04	3.6120E-02	3.6123E-03
300	4.84E-02	2.00E-04	1.4450E-02	6.0209E-03
585	2.66E-01	8.50E-02	7.5850E-01	1.5223E-01

Результаты использования метода показаны на рис. 3.

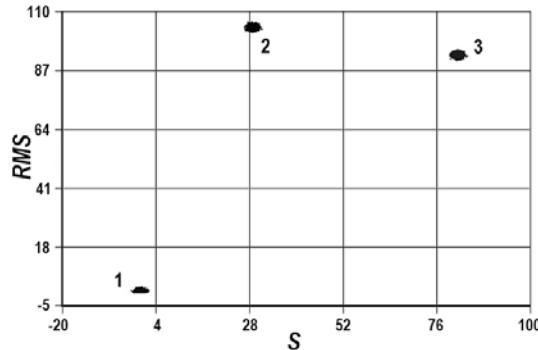


Рис. 3. Пятно 1 (калибровочное) соответствует экспериментальным данным; пятно 2 – результат сравнения данных для модели с учетом образования кластеров и экспериментальных данных; пятно 3 – результат сравнения модели без учета образования кластеров с экспериментальными данными.

В этом примере расчетные данные для двух моделей не принадлежат одной генеральной совокупности с экспериментальными данными (т.е. не могут быть использованы при описании экспериментальных сечений). Такое расхождение можно объяснить тем, что точность моделирования эксперимента не позволяет описать точные измерения либо приводимые ошибки измерений не соответствуют реальной точности полученных данных.

**Данные двух экспериментальных групп – сечения реакции  $^{27}\text{Al}(\text{p},\text{x})^{7}\text{Be}$ .** Сечения получены двумя группами экспериментаторов (группы Михеля и Титаренко) [1].

Таблица 3

**Сечения для реакции  $^{27}\text{Al}(\text{p},\text{x})^{7}\text{Be}$** 

$E_{\text{p}}$ , МэВ	Экспериментальные сечения Михеля, барн	Ошибка экспериментальных сечений Михеля, барн	Экспериментальные сечения Титаренко, барн	Ошибка экспериментальных сечений Титаренко, барн
40,8	0,000187	2,63E-05	0,00019	4,00E-05
44,6	0,000318	5,58E-05	0,00032	7,00E-05
66	0,000635	3,41E-05	0,00065	6,00E-05
67	0,000649	3,36E-05	0,00076	0,00021
600	0,00502	0,000355	0,00401	0,00022
799	0,00659	0,000474	0,00654	0,00033
800	0,00644	0,000457	0,0064	0,0004
1200	0,00848	0,00063	0,0083	0,0006
1600	0,00865	0,00063	0,00865	0,0004
2600	0,0095	0,00072	0,0092	0,0007

Результаты анализа с использованием метода статистического сравнения данных показаны на рис. 4.

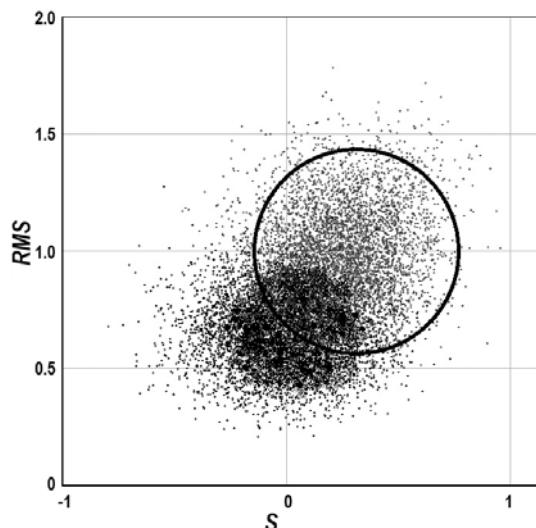


Рис. 4. Чёрное пятно (внизу) – калибровочное распределение по данным Михеля, сравниваемое со своими клонами через генерацию повторных наборов данных; темно-серое пятно (границы выделены эллипсом, частично перекрываются с калибровочным) – результат сравнения данных Титаренко и Михеля

На рисунке наблюдается существенное перекрытие распределений. Таким образом, объединение экспериментальных данных этих групп требует дополнительных исследований.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложенный подход с применением двумерной тест-статистики позволяет значительно усилить мощность критерия при проверке гипотез по сравнению с методами, использующими одномерные тест-статистики.

Метод может быть использован для сравнения данных, полученных в различных экспериментах, а также экспериментальных и моделированных ядерно-физических данных.

**Работа выполнена при частичной поддержке РФФИ (грант 13-02-00363).**

## Литература

1. EXFOR Library. Available: <http://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm>
2. Баращенков В.С., Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Соснин В.Н. //Атомная энергия. – 1999. - №87. - С. 283.
3. Андрианов А.А., Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Купцов И.С., Станковский А.Ю.//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. - №2. – С. 5.
4. Коровин Ю.А., Максимушкина А.В.//Ядерная физика и инжиниринг. – 2014. - №5. – С. 237.
5. Bityukov S.I., Krasnikov N.V., Nikitenko A.N., Smirnova V.V. A method for statistical comparison of histograms arXiv:1302.2651 - 2013.
6. Bityukov S.I., Krasnikov N.V., Nikitenko A.N., Smirnova V.V.//Вестник РУДН. Серия: математика, информатика, физика- 2014. - №2 – С. 324.
7. Bityukov S., Krasnikov N., Nikitenko A., Smirnova V.//Eur.Phys.J.Plus- 2013.- №128:143.
8. PorterF. Testing consistency of two histograms arXiv:0804.0380— 2008.
9. Efron B. Bootstrap methods: another look at the jackknife// Annals of Statistics- 1979 – 7.Р. 1.
10. Bityukov S.I., Krasnikov N.V., Distinguishability of Hypotheses// Nucl.Inst.&Meth. – 2004- A534. Р.152.
11. Коровин Ю.А., Максимушкина А.В.//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. - №2. – С. 51.

Поступила в редакцию 09.12.2013 г.

**Авторы**

Битюков Сергей Иванович, ведущий научный сотрудник, доктор физ.-мат. наук  
E-mail: Serguei.Bitioukov@cern.ch

Красников Николай Валерьевич, заведующий отделом теоретической физики  
доктор физ.-мат. наук  
E-mail: Nikolai.Krasnikov@cern.ch

Максимушкина Анастасия Владимировна, ассистент  
E-mail: a.v.saenko@mail.ru

Никитенко Александр Nikolaevich, научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук  
E-mail: Alexsandre.Nikitenko@cern.ch

Смирнова Вера Васильевна, старший научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук  
E-mail: Vera.Smirnova@ihep.ru

UDC 53.088, 519.23

## A METHOD FOR STATISTICAL COMPARISON OF DATA SETS AND ITS USES IN ANALYSIS OF NUCLEAR PHYSICS DATA

Bityukov S.I., Krasnikov N.V.\*, Maksimushkina A.V.\*\*, Nikitenko A.N.\*\*\*, Smirnova V.V.

Institute for High Energy Physics, Protvino, Russia

\* INR RAS, Moscow, Russia

\*\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Nuclear Research University «MEPhI». 1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

\*\*\* Imperial College, London, UK

### ABSTRACT

We propose a method for statistical comparison of two data sets. The method is based on the method of statistical comparison of histograms. Usually a one-dimensional test statistic is used as a measure of distinction of data sets. This test statistic depends on the shape of distributions in data sets. Using the two-dimensional test statistics which is determined via the statistical moments of distribution produced by the calculation of “the significance of deviations” for the corresponding points with observed values is proposed in the paper as a distinction measure between data sets. The significance of deviation in the corresponding points can be considered as a realization of the random variable which is close to a standard normal random variable if we observe the same random value in both data sets. It helps to avoid the dependence of the result on the shape of distributions. The accuracy of the estimator for the measure of distinction is determined by the Monte-Carlo experiment which, by analogy with the construction of repeated samples (resampling) in the bootstrap method, it is possible to call construction of repeated data set (redatasetting). As an estimator of quality of the decision made, it is proposed to use the value which it is possible to call the probability that the decision “data sets are various” is correct.

**Key words:** distribution theory and Monte-Carlo studies, measurement and error theory, data analysis (algorithms and implementation).

### REFERENCES

1. EXFOR Library. Available at: <http://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm>
2. Barashenkov V.S., Konobeev A.Yu., Korovin Yu.A., Sosnin V.N. *Atomnaya Energiya*. 1999,

no. 87, p. 283.

3. Anrianov A.A., Konobeev A.Yu., Korovin Yu.A., Kuptsov I.S., Stankovskij A.Yu. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no. 2, p. 5.
4. Korovin Yu.A., Maksimushkina A.V. *Yadernaya Fizika i Ingeniring*. 2014, no. 5, p. 237.
5. Bityukov S.I., Krasnikov N.V., Nikitenko A.N., Smirnova V.V. *A method for statistical comparison of histograms*. arXiv:1302.2651 - 2013.
6. Bityukov S.I., Krasnikov N.V., Nikitenko A.N., Smirnova V.V. *Vestnik RUDN. Seriya: matematika, informatika, fizika*. 2014, no. 2, p. 324.
7. Bityukov S., Krasnikov N., Nikitenko A., Smirnova V. *Eur.Phys.J.Plus*. 2013, no. 128:143.
8. Porter F. *Testing consistency of two histograms*. arXiv:0804.0380 - 2008.
9. Efron B. Bootstrap methods: another look at the jackknife. *Annals of Statistics*. 1979, no. 7, p. 1.
10. Bityukov S.I., Krasnikov N.V. Distinguishability of Hypotheses. *Nucl.Inst.&Meth.* 2004-A534, p. 152.
11. Korovin Yu.A., Maksimushkina A.V. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2014, no. 2, p. 51.

#### Autors

Bityukov Sergey Ivanovich, Leading Scientist, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: Serguei.Bitioukov@cern.ch

Krasnikov Nikolai Valer'evich, Head of Theoretical Physics Department, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: Nikolai.Krasnikov@cern.ch

Maksimushkina Anastasiya Vladimirovna, Assistant

E-mail: a.v.saenko@mail.ru

Nikitenko Alexandre Nikolaevich, Research Associate, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: Alexandre.Nikitenko@cern.ch

Smirnova Vera Vasil'evna, Senior Research Scientist, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: Vera.Smirnova@ihep.ru

# ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИОНУКЛИДНОЙ ВЕРТЕБРОПЛАСТИКИ

**А.В. Левченко\*, Ю.Г. Забарянский\*\*, А.А. Головин,  
Н.К. Вознесенский, Ю.А. Кураченко**

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.*

*249040, Обнинск, Студгородок, 1.*

*\*Экспериментальный научно-исследовательский и методический центр  
«Моделирующие системы». 249035, Обнинск, пр. Ленина, 133.*

*\*\*ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского. 249033, Обнинск, пл. Бондаренко, 1*



Рассмотрена в целом задача программного сопровождения радионуклидной вертебропластики. Описаны требования к системам предоперационной подготовки и послеоперационного анализа. Предметная область (оперируемый позвонок и его окрестности) моделируется с использованием КТ-снимков а) прецизионно на основе воксельного представления и б) приближенно для использования в оп-line-интерактивных расчетах. Воксельная модель изготавливается в двух версиях: для расчета дозных и температурных полей. Для вычисления дозы используется программа MCNP. В серийных расчетах проведена селекция радионуклидов-излучателей, выявлены оптимальные по совокупности характеристик «кандидаты» на применение в данной процедуре. Создана программа, позволяющая интерактивно решать как «прямую» задачу (определение дозных полей вблизи вводимого костного цемента при заданной активности радионуклида), так и «обратную» (расчет необходимой активности вводимого радионуклида по заданной дозе в конкретной локализации вблизи цементного «ядра»). Расчеты температурных полей, обусловленных полимеризацией костного цемента, выполнены с помощью термогидравлических кодов, применяемых при проектировании ядерно-технических установок; эти коды адаптированы для использования в условиях вертебропластики на основе выполненных проблемно-ориентированных экспериментов. С использованием принятых в мировом сообществе методологий оценки синергизма облучения и нагрева биологической ткани получены «коэффициенты усиления» лучевого воздействия и определены области радикального и паллиативных терапевтических эффектов для конкретных условий вертебропластики. На основе результатов расчетно-экспериментальных исследований создана бета-версия программы планирования радионуклидной вертебропластики.

**Ключевые слова:** радионуклидная вертебропластика, синергизм облучения и нагрева при полимеризации костного цемента, воксельные модели, программы расчета дозных и температурных полей, планирование облучения.

## ВВЕДЕНИЕ

Вертебропластика (ВП) – малоинвазивная процедура укрепления позвоночника, поврежденного метастазами или переломами [1]. В этой операции нуждаются мно-

© А.В. Левченко, Ю.Г. Забарянский, А.А. Головин, Н.К. Вознесенский, Ю.А. Кураченко, 2014

гие онкологические больные, утратившие способность самостоятельно передвигаться. При операции в метастатические полости вводится костный цемент (полиметилметакрилат), в результате чего пациент обретает возможность передвижения, и качество его жизни резко улучшается. Радионуклидная вертебропластика (РНВП) предполагает введение в костный цемент радионуклида, что обеспечивает подавление метастазов вблизи цементного «ядра» и уменьшение болевого синдрома. Кроме того синергизм облучения и нагрева (при полимеризации цемента в позвонке) дает основание уменьшить вводимую активность и тем самым риски для критических органов и тканей пациента и снизить дозовую нагрузку на персонал при подготовке и проведении РНВП.

В течение нескольких лет на базе ЭНИМЦ «Моделирующие системы» проводятся комплексные исследования по обоснованию и практической реализации этого нового метода терапии онкозаболеваний. Необходима концентрация усилий различных специалистов в областях радиационной физики и термогидравлики, радиохимии, радиологии, программирования и прежде всего нейрохирургии. Основной коллектив сотрудников состоит из специалистов высшей квалификации и перспективной молодежи: чл.-корр. РАМН, три доктора наук, три кандидата и два аспиранта. Результаты работы коллектива публиковались в научной периодике, представлены в докладах на международных и российских конференциях [2 – 5].

Важным компонентом проводимых исследований является создание, отладка и тестирование программного обеспечения (ПО) планирования облучения и дозиметрической поддержки РНВП.

## ТРЕБОВАНИЯ К ПРОГРАММНОМУ ОБЕСПЕЧЕНИЮ

Программное обеспечение – неотъемлемый компонент современных устройств и технологий, предназначенных для высокотехнологичной медицины. Для ПО РНВП можно сформулировать следующие основные требования, вытекающие как из общих установок лучевой терапии, так и из специфики данной процедуры. Эти требования имплицитно содержат формулировку задач для ПО. Оставляя «за скобками» нейрохирургические, ортопедические и другие медицинские аспекты проблемы РНВП, сосредоточимся на радиационном и термическом воздействии, их синергизме, а также на дозиметрии. Предполагается, что программа обеспечивает чтение и интерпретацию КТ-файлов (до операции реконструирует 3D-область метастазов, вычисляет необходимый объем вводимого цемента; после операции реконструирует действительно заполненную область, вычисляет реальный введенный объем).

Предоперационное обеспечение основано на сочетании двух подходов:

– по заданной активности радионуклида в костном цементе расчет дозных полей в области введения цемента («прямая» задача);

– на основании заданной терапевтической дозы в конкретной локализации вблизи введенного цемента расчет исходных данных для операции: объем вводимого цемента и активность радионуклида (комбинации радионуклидов) при допустимом воздействии на окружающие здоровые ткани, в том числе на критические органы («обратная» задача).

Послеоперационное обеспечение («прямая» задача) – по реальному заполнению цементом и известной введенной активности расчет поля эффективной дозы и оценка лучевого воздействия на окружающие ткани и критические органы.

## РАСЧЕТ ДОЗНЫХ ПОЛЕЙ

Малые оптические размеры предметной области и небольшая плотность ее материалов определяют выбор основного программного кода для расчета дозных

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

---

полей (MCNP [6]).

Геометрическая модель предметной области реализована в двух вариантах: прецизионном воксельном [4] (рис. 1) и упрощенном в простой геометрии (сфера, цилиндр). Прецизионная модель предназначена, в основном, для послеоперационного расчета дозных полей и оценки послеоперационных эффектов. Для оперативного планирования облучения и дозиметрии используется упрощенная модель.

Эффективное использование упрощенных геометрических моделей вместо «дорогостоящих» воксельных вполне оправдано спецификой задачи. Включение радионуклида в костный цемент имеет целью радиационное поражение метастатических клеток в непосредственной близости к заполненной цементом «полости» (разрушенной метастазами области тела позвонка). Гибель метастатических клеток происходит при дозе 60 – 100 Гр. Но пораженная область может быть расположена в непосредственной близости к позвоночному каналу, в котором расположены спинной мозг, кровеносные сосуды, нервные корешки, жировая клетчатка. Несмотря на достаточно высокую радиорезистентность этих органов и тканей воздействие излучения радионуклида цемента может оказаться поражающим.

Из краткого описания специфики задачи возникают следующие решения. Необходимо использовать радионуклид ( $\beta$ -излучатель или  $\gamma$ -излучатель малой энергии), позволяющий избежать переоблучения критических органов и тканей. Для подобного излучателя характерно «ближкодействие», при котором роль геометрии предметной области относительно невелика – на характеристики дозного поля влияет небольшая область вблизи источника. В случае расположения «полости» на достаточном удалении от критических органов и тканей вполне применимы упрощенные геометрическая модель (сфера, цилиндр) и модель расчета дозы (интер- и даже экстраполяция по дозам в реперных точках, для которых заранее получены значения доз).

Если же «полость» расположена в непосредственной близости к позвоночному каналу, следует оптимизировать лучевое воздействие для уменьшения дозы и повысить точность ее вычисления. Прежде всего целесообразно применять прецизионные модели: предметной области (например, 3D-воксельную модель) и метод Монте-Карло, точно моделирующий транспорт излучений.

Прецизионная и упрощенная модели имеют различные области применения: упрощенная модель употребляется преимущественно для интерактивных on-line-предоперационных оценок и оптимизации, прецизионная – для «сложных» сценариев с риском переоблучения здоровых тканей и для послеоперационного уточнения доз. Трудоемкости прецизионной и упрощенной моделей несоизмеримы (затраты времени различаются примерно в  $10^4$  –  $10^6$  раз).

В любом случае следует учитывать синергизм облучения метастазов и нагрева предметной области в результате полимеризации костного цемента, снижающий требуемое значение поражающей дозы и, соответственно, уменьшающий лучевое воздействие на здоровые ткани.

Для расчета температурных полей, возникающих при полимеризации костного цемента, также используются прецизионная воксельная и упрощенная модели. Следует указать, что воксельные модели для расчета дозных и температурных полей строятся по различным принципам (разная степень детализации, размерность и т.п.). На рисунке 1 представлены примеры воксельных фантомов.

Номенклатура применяемых радионуклидов была установлена посредством серий расчетов дозных полей. Выбор определялся следующими основными положениями:

- относительно небольшая энергия  $\gamma$ -излучения, преимущественно  $\beta$ -излучатель;
- приемлемый период полураспада (~ десятки часов);
- доступность.

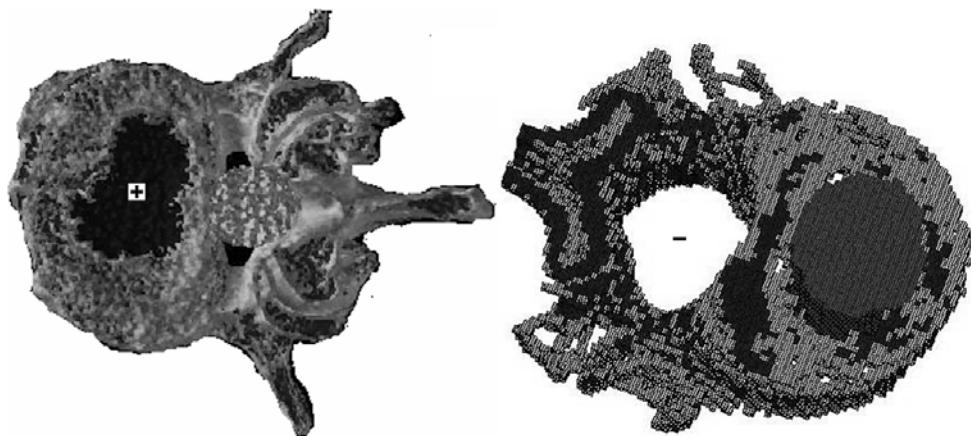


Рис. 1. 3D-реконструкция воксельных моделей позвонка, полученных с помощью КТ-файлов (слева – для расчета дозовых полей, справа – для расчета температурных полей); «+» – заполненная цементом «полость» в удалении от позвоночного столба; «–» – незаполненная полость вблизи позвоночного столба

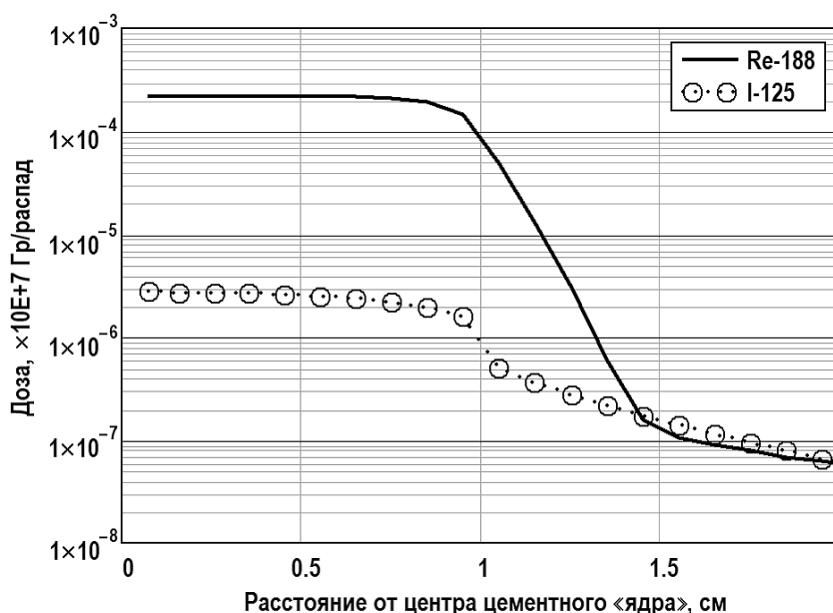


Рис. 2. Распределение дозы в сферическом цементном «ядре» и его окрестности для  $^{188}\text{Re}$  ( $\beta$ -излучатель) и  $^{125}\text{I}$  ( $\gamma$ -излучатель)

В настоящее время основными претендентами являются  $^{153}\text{Sm}$  и  $^{188}\text{Re}$  (преимущественно  $\beta$ -излучатели), а также вспомогательный «мягкий»  $\gamma$ -излучатель  $^{125}\text{I}$  для модификации дозной кривой (см. далее). На рисунке 2 представлено пространственное распределение дозы, создаваемой равномерно распределенным в цементной сфере радиусом 1 см (см. [2]) радионуклидом для  $^{188}\text{Re}$  и  $^{125}\text{I}$ . Оба излучателя на рисунке – «ближкодействующие», но в различной степени: на расстоянии 5 мм от цементного «ядра» доза излучения  $^{188}\text{Re}$  уменьшается примерно в 2000 раз, доза излучения  $^{125}\text{I}$  – примерно в шесть раз. Ясно, что такие особенности градиента дозы вблизи источника могут быть использованы при оптимизации нуклидного состава для задачи, например, в такой постановке: обеспечить требуемую величину дозы в заданной локализации при минимальной активности цемента посредством варьирования содержания  $^{188}\text{Re}$  и  $^{125}\text{I}$  во вводимом цементе.

## РАСЧЕТ ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ

Трехмерный нестационарный расчет температуры в позвонке с коаксиальной цилиндрической полостью, заполняемой костным цементом, выполнен с помощью кодов КАНАЛ и STAR-CD [5]. Для верификации расчетных моделей использовались результаты экспериментов, описанных в той же работе.

Для оценки разогрева костной ткани было проведено измерение тепловыделения как в модельном эксперименте с кюветой, так и непосредственно в изолированном позвонке, а также развит и апробирован расчетный аппарат, позволяющий моделировать тепловые процессы. Соответствующая вычислительная технология основана на адаптации кодов КАНАЛ и STAR-CD, применяемых в термогидравлических расчетах ядерно-технических и других установок, к задачам локального разогрева тканей при полимеризации костного цемента. Результатом расчета является пространственно-временное распределение температуры в позвонке и его окружении. Одной из основных проблем является адекватный выбор (подбор) граничных условий в каждой конкретной задаче.

На рисунке 3 сопоставлены результаты расчета и эксперимента для реального позвонка, свидетельствующие об адекватности расчетного моделирования нестационарного температурного поля с помощью модифицированных термогидравлических кодов.

Термогидравлические расчеты не могут быть выполнены в режиме on-line, так как требуются довольно большие затраты времени даже для упрощенной геометрической модели.

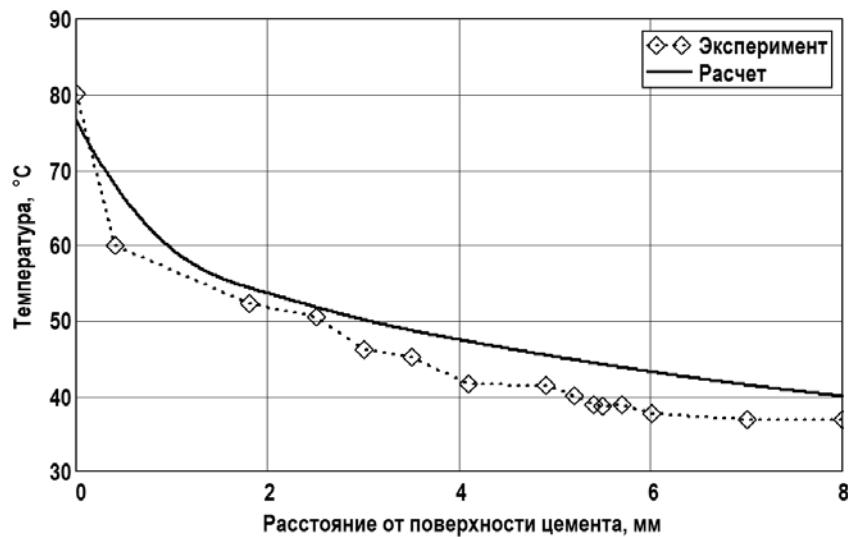


Рис. 3. Распределение максимума температуры в костной ткани тела позвонка на разном расстоянии от поверхности костного цемента

## СИНЕРГИЗМ ОБЛУЧЕНИЯ И НАГРЕВА

Подавление (прекращение или ограничение) опухолевого роста обеспечивается сочетанием локального гипертермического (при температуре 41 – 60 °C) воздействия на очаг опухолевого роста и локального облучения.

С помощью кода STAR-CD получены пространственно-временные 3D-распределения температуры в позвонке с цилиндрическими полостями разных объемов, заполненными костным цементом. На основе полученных результатов и формулы Овергарда [7] может быть определен эффект от введения костного цемента с радионуклидом в зависимости от объема полости и расстояния до поверхности цемента. Формула Овергарда использовалась в следующем виде:

$$КТУ = 1 + \tau \cdot \exp(0.966 \cdot t - 44.79), \quad (1)$$

где КТУ – коэффициент теплового усиления дозы;  $\tau$  – эффективное время теплового воздействия, с;  $t$  – температура костной ткани, °С. КТУ показывает, во сколько раз можно уменьшить дозу облучения за счет теплового воздействия на ткань для достижения такого же эффекта, как и в случае, когда тепловое воздействие отсутствует.

На рисунке 4 представлены зависимости эффекта от объема введенного цемента и расстояния от границы цементного «ядра», т. е. от области, заполненной цементом. Так при использовании  $^{153}\text{Sm}$  после введения 4 мл цемента полное уничтожение опухоли ожидается на расстоянии 3.2 мм от границы цемента, а паллиативный эффект – на расстоянии 4 мм. При построении диаграмм рассматривались две величины дозы 60 и 20 Гр. Первая обеспечивает некроз, а вторая – паллиативный эффект. Там, где доза была менее 20 Гр, предполагалось, что никакого эффекта не наблюдается. Несмотря на то, что на практике применяются дозы менее 20 Гр, принято, что в данном случае такие дозы не окажут какого-либо влияния. Все эффекты были получены для общей активности радионуклида 100 мКи – это средняя активность, с которой работают радиохирурги.

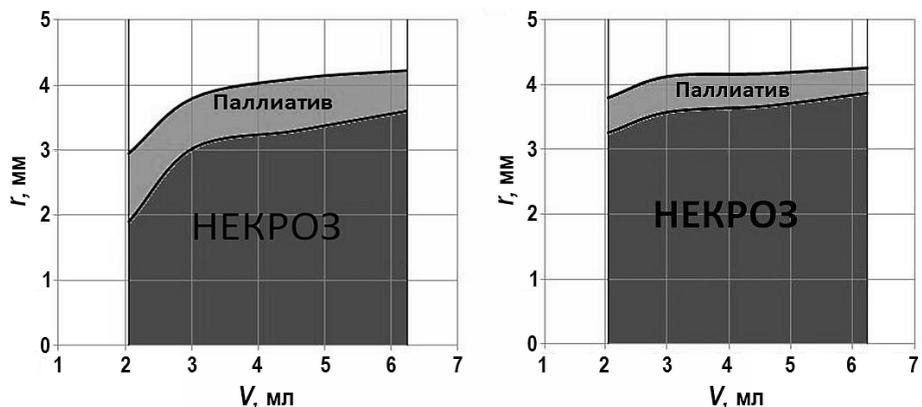


Рис. 4. Синергетический эффект облучения и локального нагрева при применении  $^{153}\text{Sm}$  (слева) и  $^{188}\text{Re}$  (справа)

## ПРОГРАММНЫЙ АППАРАТ

### Интерактивный расчет доз и активности (работа с одним радионуклидом)

Для каждого из выбранных радионуклидов был создан прототип интерактивной программы по определению удельной и полной активности радионуклида, необходимой для обеспечения заданной дозы на конкретном расстоянии от полости с костным цементом.

Вводимые данные: радионуклид ( $^{153}\text{Sm}$  или  $^{188}\text{Re}$ ); размер сферической полости, содержащей цемент с радионуклидом ( $R$ ); требуемая доза ( $D$ ); расстояние от поверхности цемента ( $r$ ).

Результат: полная требуемая активность ( $A$ ); удельная требуемая активность ( $a$ ).

Алгоритм программы основан на интерполяции пространственного распределения дозы, заданной в виде таблиц и рассчитанной заранее.

Программа позволяет решение и «обратной» задачи: по вводимой активности определить дозу в заданной локализации. Результатом работы программы в такой постановке задачи являются мощность дозы в начальный момент и полная доза.

### Интерактивный расчет доз и активности (работа с двумя радионуклидами)

Для двух выбранных радионуклидов (например,  $^{188}\text{Re}$  и  $^{125}\text{I}$ ) минимизируется активность при обеспечении требуемой дозы в принятой геометрии задачи.

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

Алгоритм программы основан на «методе скользящего допуска» (МСД) [8], модифицированном при решении данной задачи.

МСД («поиск по деформируемому многограннику при произвольных ограничениях») относится к оптимизационным методам нулевого порядка, позволяющим обходиться без вычисления производных минимизируемой функции. Метод достаточно универсален – с его помощью можно, в принципе, решать оптимизационные задачи в самой общей постановке: найти

$$\min F_0(\mathbf{X}), \quad \mathbf{X} = \{X_1, X_2, \dots, X_m\}$$

при выполнении в точке минимума  $\mathbf{X}^* = \arg \min F_0(\mathbf{X})$  условий

$$F_i = 0 \quad (i = 1, \dots, m); \quad F_i \geq 0 \quad (i = m+1, \dots, p). \quad (2)$$

Здесь  $F_i$  ( $i = 0, 1, \dots, p$ ) – функционалы поля излучения, фигурирующие в задаче оптимизации:

$$F_i = \int_{\Delta V} dr \int_{\Delta \Omega} d\Omega \int_{\Delta E} dE \varphi(r, \Omega, E) \cdot \delta_i(r, \Omega, E). \quad (3)$$

В выражении (3) используются  $\delta_i(r, \Omega, E)$  – функции, задающие правила образования функционалов  $F_i$ .

В постановке задачи  $\mathbf{X} = \{X_1, X_2, \dots, X_m\}$  – набор переменных задачи оптимизации («точка»). В данной модифицированной версии программы – это удельные (или полные) вводимые активности двух радионуклидов. В качестве ограничений (2) в данной версии МСД это, во-первых, ограничение типа равенства

$$F_1 = D - D_0 = 0, \quad (4)$$

где  $D_0$  – требуемое значение дозы;  $D$  – вычисляемое при оптимизации текущее значение дозы, и, во-вторых, «естественное» ограничение на неотрицательность переменных активностей:

$$X_1 \geq 0, \quad X_2 \geq 0. \quad (5)$$

### Бета-версия программы планирования

Программа RaVerS (Radionuclide Vertebra Synergism) реализует философию, опирающуюся на следующие положения:

- использование заготовленных баз данных (таблиц) для оперативной интерполяции дозы и температуры, что обеспечивает интерактивный режим работы;
- активное участие врача-радиолога в планировании операции РНВП;
- сочетание оперативности (использование заготовленных таблиц вместо прецизионных расчетов транспорта излучений и термогидравлики) и достаточной точности расчета, координированной с разрешением воксельного фантома; это разрешение определяется разрешением КТ-изображений;
- возможности предоперационного применения, определяющего сценарий операции РНВП, и послеоперационного применения для формирования сценариев дальнейшего лечения.

На рисунке 5 представлены схема работы и скриншот программы RaVerS. На этапе инициализации модели загружаются данные по термогидравлическим данным и данным по дозовым характеристикам; эти данные представляют собой набор таблиц с заранее рассчитанными параметрами по температурам и дозам в зависимости от радиуса от источника тепла (излучения) и объема этого источника.

На следующем этапе по выбору пользователя подгружаются томографические снимки, на которых ему необходимо вручную выделить область с метастазами для последующего расчета синергетического эффекта. На завершающей стадии пользователю представляется визуализация данных расчета.



Рис. 5. Схема работы и скриншот программы RaVerS

Синергетический эффект («усиление дозы») определялся следующим образом (см. (1)):

$$E = D \cdot \text{KTU}, \quad \text{KTU} = 1 + \tau \cdot \exp(0.966 \cdot t - 44.79), \quad (6)$$

где  $\tau$  – эффективное время действия температуры (принято 5 мин), с;  $t$  – температура, действующая в течение времени  $\tau$ , °C;  $D$  – поглощенная доза, Гр;  $E$  – эффективная («усиленная») доза, Гр.

### Литература

1. Galibert P., Deramond H., Rosat P. et al. Note préliminaire sur le traitement des angiomes vertébraux par vertebroplastie acrylique percutanée // Neurochirurgie. 1987. - V. 33. - PP. 166 - 168.
2. Вознесенский Н.К., Мардынский Ю.С., Матусевич Е.С. и др. Дозиметрическое планирование и выбор нуклида для радионуклидной вертебропластики при метастатическом поражении тел позвонков // Медицинская физика. - 2012. - №1. - С. 34 – 39.
3. Вознесенский Н.К., Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С. и др. Радионуклидная вертебропластика при метастазах в позвоночнике // Медицинская радиология и радиационная безопасность. - 2012. - Т. 57. - №3. - С. 39-43.
4. Кураченко Ю.А., Моисеенко Д.Н. Воксельные фантомы в задачах медицинской физики // Медицинская физика. – 2012. - №3. - С. 27 – 34.
5. Вознесенский Н.К., Дорохович С.Л., Забарянский Ю.Г. и др. Моделирование гипертермии при стабилизирующей вертебропластике // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2013. - №1. - С. 133 – 143.
6. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. Authors: X-5 Monte Carlo Team // LA-UR-03-1987. 2003.
7. Overgaard. J. Simultaneous and sequential hyperthermia and radiation treatment of an experimental tumor and its surrounding normal tissue in vivo.: Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys. 1980. Vol. 6, PP. 1507-1517.
8. Химмельблау Д. Прикладное нелинейное программирование. – М.: МИР, 1975.

Поступила в редакцию 26.02.2014 г.

### Авторы

- Левченко Александр Валерьевич, заведующий лабораторией, кандидат техн. наук  
E-mail: leva@ssl.obninsk.ru
- Забарянский Юрий Геннадьевич, аспирант  
E-mail: chessmaster89@mail.ru
- Головин Артем Алексеевич, аспирант  
E-mail: artem.golovin1@gmail.com

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

Вознесенский Николай Константинович, зав. кафедрой, профессор, доктор мед. наук  
E-mail: nikwo@mail.ru

Кураченко Юрий Александрович, зав. кафедрой, профессор, доктор физ.-мат. наук  
E-mail: ykurachenko@mail.ru

UDC 615.849.1:536.2.023:519.688

### SOFTWARE FOR RADIONUCLIDE VERTEBROPLASTY

Levchenko A.V.\*, Zabaryansky Yu.G.\*\*, Golovin A.A., Voznesensky N.K., Kurachenko Yu.A.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI». 1, Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

\*Experimental Scientific-Research and Methodology Center «Simulation Systems» (SSL).  
133, Lenin str., Obninsk, Kaluga reg., 249035 Russia

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

#### ABSTRACT

The problem of program maintenance for radionuclide vertebroplasty is considered. Requirements for systems of preoperative preparation and postoperative analysis are described. The object domain (the vertebra being operated on and its vicinity) is modelled with the use of CT scans in two ways, namely, a) precisely, on the basis of voxel representation and b) approximately, for use in on-line interactive calculations.

The voxel model is made in two versions: for dose and temperature calculation. The MCNP code is applied for dose calculation. Selection of radionuclides is carried out in serial calculations; the most suitable “candidates” are identified for application in this procedure based on a set of characteristics.

A code was developed which allows solving online both the «direct» problem (dose calculation close to the bone cement being entered at a preselected radionuclide activity), and the «inverse» one (calculation of necessary radionuclide activity to be entered in a specific localization near the cement “kernel” which will produce a specified dose).

Calculations of the temperature fields caused by polymerization of bone cement are made by means of the thermohydraulic codes applied for nuclear reactor design calculation; these codes are adapted for use in vertebroplasty on the basis of the problem-oriented experiments performed.

Using well-established methodologies for assessing synergistic effects of radiation and heating on tissue, “amplifier gains” for beam influence were obtained, and areas of radical and palliative therapeutic effects for specific vertebroplasty conditions are defined.

The beta version of the code for radionuclide vertebroplasty planning is created on the basis of combined experimental and computational data.

**Key words:** radionuclide vertebroplasty, synergism of irradiation and heating at bone cement polymerization, voxel models, codes for dose and temperature computation, radiation therapy planning.

#### REFERENCES

1. Galibert P., Deramond H., Rosat P. et al. Note préliminaire sur le traitement des angiomes vertébraux par vertebroplastie acrylique percutanée. *Neurochirurgie*. 1987, v. 33, pp. 166 - 168. (in French).
2. Voznesensky N.K., Mardinsky Yu.S., Kurachenko Yu.A., Matusevich Eu.S., Voznesenskaya N.N. Dozimetricheskoe planirovanie i vybor radionuklida dlya radionuklidnoj vertebroplastiki pri metastaticheskem porazhenii tel pozvonkov [Dosimetry planning and

- radionuclide selection for radionuclide vertebroplasty at metastases in vertebra body]. *Medicinskaya fizika*. 2012, no. 1, pp. 34–39. (in Russian).
3. Voznesensky N.K., Kurachenko Yu.A., Mardinsky Yu.S., Matusevich Eu.S., Voznesenskaya N.N. Radionuklidnaya vertebroplastika pri metastazah v pozvonochnike [Radionuclide vertebroplasty for metastases in a vertebra]. *Medicinskaya radiologiya i radiatzionnaya bezopasnost'*. 2012, v. 57, no. 3, pp. 39–43. (in Russian).
4. Kurachenko Yu.A., Moiseenko D.N. Voksel'nye fantomy v zadachah medicinskoj fiziki [Voxel phantoms in medical physics' problems]. *Medicinskaya fizika*. 2012, no. 3, pp. 27–34. (in Russian).
5. Voznesensky N.K., Dorokhovich S.L., Zabaryansky Yu.G., Kurachenko Yu.A., Mardinsky Yu.S., Matusevich Eu.S., Bogdanov V.N., Levchenko A.V., Voznesenskaya N.N. *Modelirovanie gipertermii pri stabiliziruyuschei vertebroplastike* [Modeling of Hyperthermia at Stabilizing Vertebroplasty]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2013, no. 1, pp. 133 – 143. (in Russian).
6. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. Authors: X-5 Monte Carlo Team. LA-UR-03-1987. 2003.
7. Overgaard. J. Simultaneous and sequential hyperthermia and radiation treatment of an experimental tumor and its surrounding normal tissue in vivo. *Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys.* 1980, v. 6, pp. 1507–1517.
8. Himmelblau D. Prikladnoe nelinejnoe programmirovaniye [David M. Himmelblau. Applied Nonlinear Programming]. Moscow. MIR, 1975. (in Russian).

#### Authors

Levchenko Alexander V., Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: leva@ssl.obninsk.ru

Zabaryansky Yury G., Postgraduate

E-mail: chessmaster89@mail.ru

Golovin Artem A., Postgraduate

E-mail: artem.golovin1@gmail.com

Voznesensky Nikolay K., Head of Department, Professor, Dr. Sci. (Medicine)

E-mail: nikwo@mail.ru

Kurachenko Yury A., Head of Department, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Mat.)

E-mail: ykurachenko@mail.ru

# ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ УСТАНОВКИ КОНТЕЙНЕРОВ С УРАНСОДЕРЖАЩИМ МАТЕРИАЛОМ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ КАНАЛ РЕАКТОРА ВВР-ц

**О.Ю. Кочнов\*, Ю.Д. Левченко\*\*, И.А. Чусов\*\*\***

\* Филиал научно-исследовательского физико-химического института  
им. Л.Я. Карпова. 249033, Калужская обл., г. Обнинск, Киевское шоссе, 109-й км  
\*\* ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского.

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

\*\*\* Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.  
249040, Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1



На основании численных расчетов показана возможность установки в один из экспериментальных каналов реактора ВВР-ц дополнительных контейнеров с урансодержащим делящимся материалом. Приводится описание методики расчета теплогидравлики экспериментального канала. Показано, что циркуляционные насосы, установленные в экспериментальных петлях, обеспечивают расход теплоносителя, достаточный для снятия объемного энерговыделения и поддержания в допустимых пределах температур теплоносителя и стенок контейнеров.

**Ключевые слова:** экспериментальный реактор, ВВР-ц, экспериментальный облучательный канал, экспериментальный стенд, теплогидравлические параметры экспериментального канала.

## КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

Исследовательская установка ВВР-ц представляет собой гетерогенный реактор бассейнового типа. Реактор имеет двухконтурную систему охлаждения. Разрешенная к настоящему времени мощность реактора – 15 МВт. Теплоносителем первого контура и замедлителем является предварительно подготовленная обессолененная вода.

Одним из направлений использования исследовательского ядерного реактора ВВР-ц являются исследования в области радиационной химии и радиационной обработки материалов с производством опытно-промышленных партий радиационно обработанных материалов.

Основные технологические параметры исследовательской реакторной установки (ИРУ) даны в табл. 1.

Корпусом реактора является бак – сосуд цилиндрической формы высотой 5340,0 мм с внутренним диаметром 2268,0 мм (рис. 1а). Сверху бак закрыт крышкой толщиной 30,0 мм. В крышке имеются отверстия для доступа к активной зоне, для крепления

экспериментальных каналов (ЭК) и каналов для рабочих органов (стержней) СУЗ.

Таблица 1

**Основные технологические параметры ИРУ ВВР-ц**

Наименование величины	Значение
Мощность реактора, МВт	15
Объем активной зоны, литров	206
Число ТВС в активной зоне, шт.	70
Обогащение топлива $^{235}\text{U}$ в активной зоне, %	36
Среднее выгорание по активной зоне, %	20
Количество стержней СУЗ в активной зоне, шт.	9
Количество экспериментальных каналов в активной зоне, шт.	6
Расход теплоносителя в первом контуре, м <sup>3</sup> /ч	1400
Давление воды на входе в активную зону, МПа	0,226
Перепад давления на активной зоне, МПа	0,144
Температура воды на входе в активную зону, °С	до 50
Температура воды на выходе из активной зоны, °С	≤ 65
Коэффициент запаса до кипения	1,72
Средняя скорость теплоносителя в ТВС, м/с	≈ 2,13

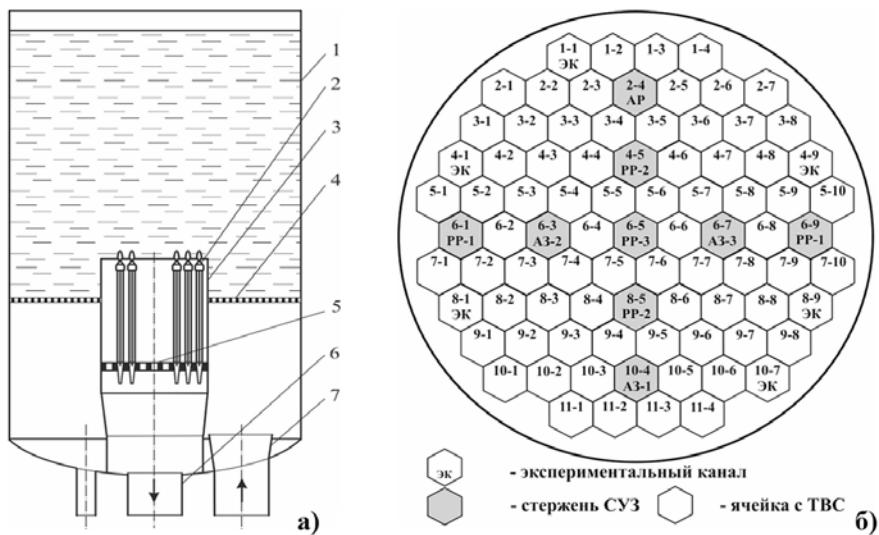


Рис.1. Общий вид ИРУ ВВР-ц и картограмма типичной загрузки: 1 – бак; 2 – ТВС; 3 – корпус реактора; 4, 5 – отбойная и опорная решетки; 6, 7 – трубопроводы всаса и напора; ЭК – экспериментальные каналы; РР – стержни СУЗ

В баке реактора размещена активная зона, каналы рабочих органов СУЗ, вертикальные и горизонтальные ЭК. Бак реактора и элементы корпуса активной зоны изготовлены из сплава САВ-1. Активная зона набирается из тепловыделяющих сборок (типа ТВС ВВР-ц). Всего в активной зоне 70 ТВС, девять каналов для стержней СУЗ и шесть верти-

кальных ЭК. Картограмма загрузки активной зоны и расположение в ней ЭК показаны на рис.16.

## ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ КАНАЛ И БЛОК-КОНТЕЙНЕР

Основными целями работы являются

- определение температуры стенки блок-контейнера (БК) и теплоносителя в местах расположения БК в ЭК;
- расчет максимальной температуры урансодержащего материала в БК при установке в ЭК до четырех БК включительно;
- определение давления в газовых зазорах БК при различных уровнях мощности реактора ВВР-ц;
- расчет гидравлических потерь в циркуляционных петлях ЭК при использовании штатных насосов.

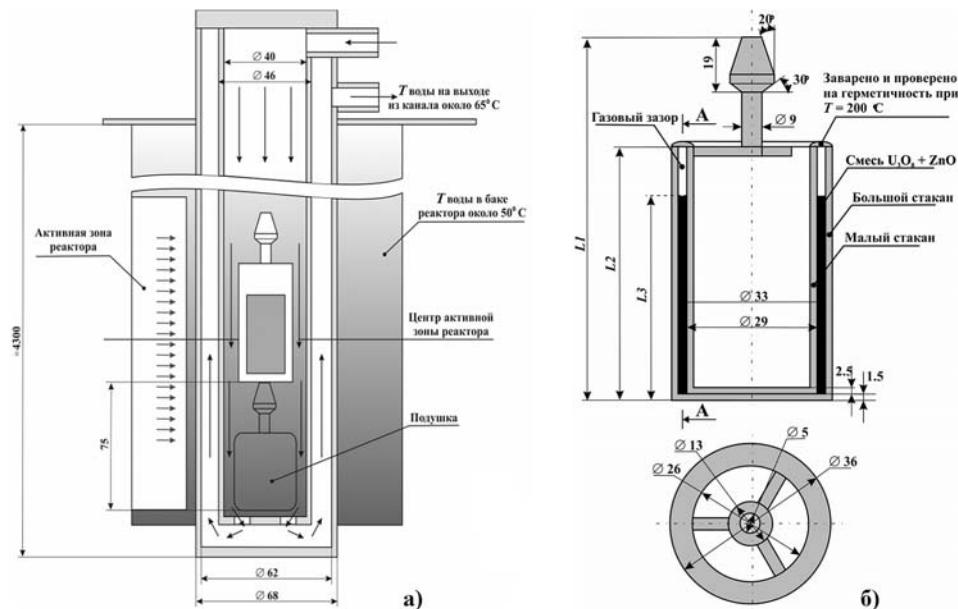


Рис. 2. Общий вид и основные геометрические характеристики ЭК и БК с указанием схемы движения теплоносителя: а) ЭК; б) БК

Таблица 2

### Технические и геометрические характеристики блок-контейнеров

Смесь U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> + ZnO, обогащение по <sup>235</sup> U = 90,0 %		
	Вариант №1	Вариант №2
	Масса	Масса
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> , г	4,5	5,0
ZnO, г	22,5	25,0
	Длина	Длина
L <sub>1</sub> , мм	135,0	140,0
L <sub>2</sub> , мм	85,0	90,0
L <sub>3</sub> , мм	65,0	70,0

На рисунках 2 а, б приведены геометрические характеристики ЭК и БК. В соответствии с техническими условиями работы реакторной установки возможны два способа подключения системы охлаждения к ЭК:

– последовательный – ЭК последовательно подключаются друг за другом (рис. 3а);

– параллельный – ЭК подключаются к раздаточному коллектору и после охлаждения БК поступают в сборный коллектор (рис. 3б). Особенностью такого подключения является деление общего расхода примерно по половине в каждый ЭК. Принципиальная схема системы отвода тепла с высотными отметками и длинами тракта циркуляции приведена на рис. 4.

Размещение блок-контейнеров в ЭК показано на рис. 2а. В самом низу ЭК устанавливается подушка, а затем один над другим – четыре или три блок-контейнера (на рисунке для простоты показан только один блок-контейнер).

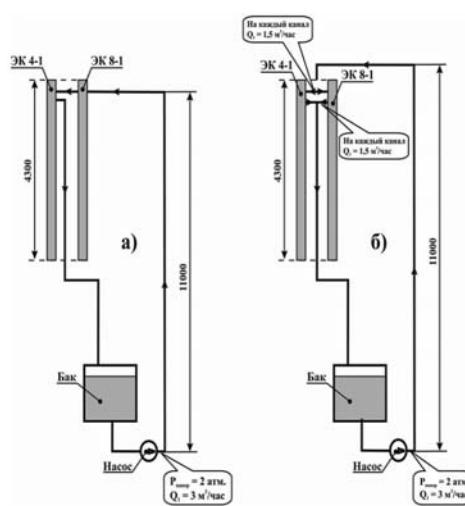


Рис. 3. Схема подключения двух экспериментальных каналов: а) последовательная; б) параллельная

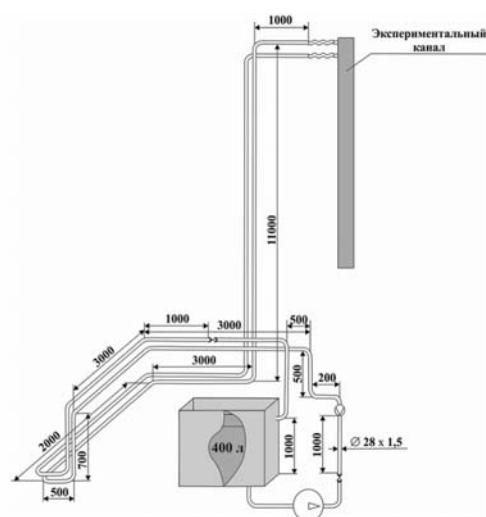


Рис. 4. Принципиальная гидравлическая схема системы отвода тепла от экспериментального канала

## МЕТОДИКА РАСЧЕТА

При расчете теплогидравлических характеристик ЭК с помощью программного кода ANSYS [1] использовалась классическая  $k$ - $\epsilon$ -модель турбулентности со стандартным набором констант и соотношением Колмогорова для расчета турбулентной вязкости [2]. Выбор модели турбулентности обусловлен ее апробацией многочисленными расчетами и сравнением с экспериментальными данными. По мнению авторов, классическая  $k$ - $\epsilon$ -модель турбулентности является достаточно надежным инструментом получения сравнительно достоверных физических результатов и может рассматриваться как типовой инструмент для расчета турбулентных течений.

Основные расчеты были проведены для нескольких уровней мощности реакторной установки и различного количества установленных в ЭК БК.

Далее все расчеты со штатным БК будем называть Вариант № 1 (В1), а расчеты БК с увеличенной загрузкой – Вариант № 2 (В2). Характеристики БК по В1 и В2 приведены в табл. 2.

Для расчета нейтронно-физических характеристик, т.е. поля энерговыделения в БК, был использован код MCNP [3].

**РАСЧЕТЫ ТЕМПЕРАТУР СО СТАНДАРТНОЙ ЗАГРУЗКОЙ ТОПЛИВА**

Расчет по В1 проводился для пяти наиболее характерных режимов работы реакторной установки ВВР-ц (табл. 3).

**Расчетные величины при различных режимах работы РУ (В1)**

Таблица 3

$W, \text{ МВт}$	$T_\alpha, ^\circ\text{C}$	$T_\beta, ^\circ\text{C}$	$T_\gamma, ^\circ\text{C}$	$T_{\text{вх}}, ^\circ\text{C}$	$T_{\text{вых}}, ^\circ\text{C}$	$T_{\text{гз}^{\max}}, ^\circ\text{C}$	$\Delta P_{\text{вх}^{\text{вых}}}, \text{ Па}$
1	58,73	51,12	58,11	50,0	50,15	54,79	70015
5	93,16	56,25	89,91	50,0	50,83	73,5	70060
10	136,73	62,56	130,2	50,0	51,67	98,44	70066
12,5	158,07	63,96	150,3	50,0	51,88	116,77	68669
15	181,14	66,67	171,88	50,0	52,26	122,67	72204

Для более компактной записи заголовков табл. 3 – 6 введены следующие обозначения:  $T_\alpha$  – максимальная температура топлива в блок-контейнере;  $T_\beta$  – максимальная температура наружной стенки блок-контейнера (со стороны кольцевого канала);  $T_\gamma$  – максимальная температура внутренней стенки блок-контейнера;  $T_{\text{вх}}$  – температура теплоносителя на входе в канал охлаждения блок-контейнеров;  $T_{\text{вых}}$  – температура теплоносителя на выходе из канала охлаждения блок-контейнеров;  $T_{\text{гз}^{\max}}$  – максимальная температура газовой смеси в объеме блок-контейнера;  $\Delta P_{\text{вх}^{\text{вых}}}$  – падение давления в канале охлаждения блок-контейнеров.

Из таблицы 3 следует, что максимальная температура оболочки БК не превосходит  $175^\circ\text{C}$ . Это значение существенно ниже температуры плавления сплава САВ-1 (температура плавления сплава САВ-1  $\approx 900^\circ\text{C}$ ). Температура топлива не превышает примерно  $181^\circ\text{C}$ , что также указывает на невозможность подплавления внутренней оболочки БК.

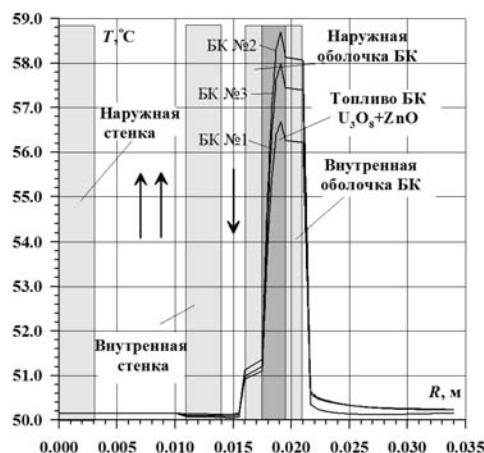


Рис. 5. Распределение температуры по поперечному сечению ЭК с тремя загруженными БК на мощности 1 МВт

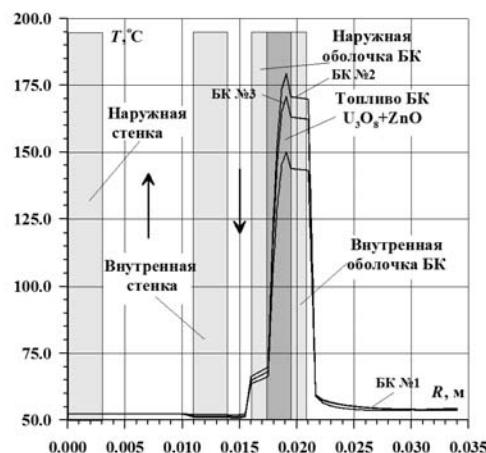


Рис. 6. Распределение температуры по поперечному сечению ЭК с тремя загруженными БК на мощности 15 МВт

На рисунке 5 показано поперечное распределение температуры в ЭК на уровне мощности 1 МВт. Отметим, что сечения, для которых приводятся графические зависимости, расположены на 10 мм ниже центра БК и соответствуют геометрическому месту точек центра топливного столба твэлов реактора. Из рисунка видно, что на этом уровне мощности максимальные температуры топлива и оболочек БК не превышают температуру

кипения теплоносителя. На рисунке приведены данные только по БК 1 – 3, поскольку в четвертом БК (первом от входа в ЭК) энерговыделение самое маленькое и теплоноситель является еще холодным (температура теплоносителя на входе в ЭК  $\approx 50^{\circ}\text{C}$ ). Наименьшее энерговыделение объясняется тем, что четвертый блок-контейнер расположен на самом верху экспериментального канала, где плотность потока нейтронов наименьшая. Численные расчеты показали, что значения температур в четвертом БК примерно на 30% меньше, чем в остальных.

На рисунке 6 представлено распределение температуры в поперечных сечениях первых трех блок-контейнеров для мощности 15 МВт, откуда видно, что сохраняется общая тенденция в распределении температур (подобная форма кривых распределения имеет место и для случая 1 МВт) в поперечных сечениях.

Рисунок наглядно демонстрирует, что на уровне мощности 15 МВт на внутренней поверхности блок-контейнера в очень тонком приственном слое существует значительное повышение температуры теплоносителя, сопровождающееся пузырьковым кипением. На факт, что режим кипения является пузырьковым, указывает достаточно низкая температура стенки. В случае, если бы режим кипения был пленочным, то температура стенки была бы значительно выше, поскольку образовавшаяся в результате вскипания теплоносителя пленка оттеснила бы жидкий теплоноситель от стенки, что немедленно привело бы к росту ее температуры. Поскольку разность температур между топливной засыпкой и внутренней стенкой блок-контейнера составляет  $10^{\circ}\text{C}$ , т.е. существует значительный градиент температуры, то режим пленочного кипения не реализуется, а происходит пузырьковое кипение. Из курса тепломассообмена [4, 5] хорошо известно, что в общем случае пузырьковый режим кипения благотворно оказывается на процессах переноса теплоты, интенсифицируя ее перенос.

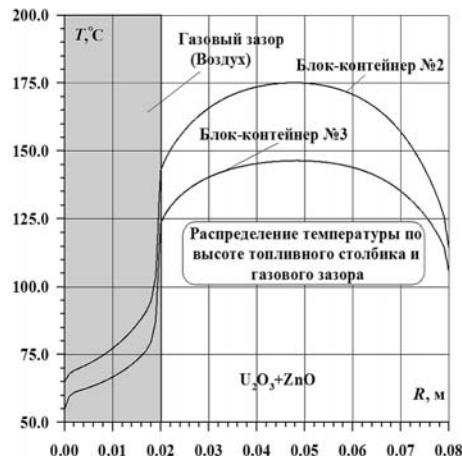


Рис. 7. Распределение температур по высоте топлива и газового зазора для второго и третьего БК (см. рис. 2, сечение А-А)

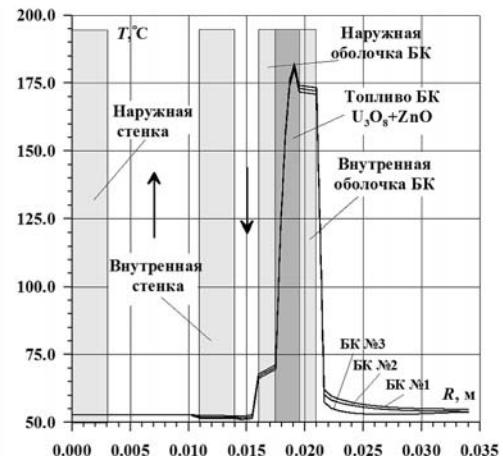


Рис. 8. Распределение температуры по поперечному сечению ЭК с первыми тремя блок-контейнерами на мощности 15 МВт

На рисунке 7 показано продольное распределение температуры вдоль стенки блок-контейнера. Рисунок представляет геометрическое место точек расположения сечения А-А в блок-контейнере, для которого строилось распределение температур (см. рис. 2). Из рисунка хорошо видно, что в области топливной засыпки распределение температур соответствует классическому закону косинуса.

Отметим, что максимальные температуры по оси, проведенной через середину топливной засыпки (см. рис. 7), не совпадают по абсолютной величине с максимумом температуры, приведенной на рис. 6. Это объясняется смещением положения максимума

энерговыделения относительно центра. Радиальное смещение центра максимума температуры указывает на то, что процессы теплопереноса через наружную стенку значительно превосходят по интенсивности процессы переноса через внутреннюю стенку во внутреннюю полость.

### **РАСЧЕТЫ ТЕМПЕРАТУР С УВЕЛИЧЕННОЙ ЗАГРУЗКОЙ**

По классификации, приведенной в табл. 2, этот случай соответствует варианту В2. Принципиальное различие между В1 и В2 – увеличенная на 5 мм величина топливного столба (и как следствие, увеличение общей длины блок-контейнера) при сохранении всех остальных геометрических характеристик блок-контейнера неизменными. Результаты расчетов для тех же уровней мощности реакторной установки, что и в предыдущем случае, показаны в табл. 4.

Таблица 4

#### **Расчетные величины при различных режимах работы РУ (В2)**

<i>W, МВт</i>	<i>T<sub>α</sub>, °C</i>	<i>T<sub>β</sub>, °C</i>	<i>T<sub>γ</sub>, °C</i>	<i>T<sub>вх</sub>, °C</i>	<i>T<sub>вых</sub>, °C</i>	<i>T<sub>гз</sub><sup>max</sup>, °C</i>	<i>ΔP<sub>вх</sub><sup>вых</sup>, Па</i>
1	59,36	51,21	58,68	50,0	50,16	55,45	68882
5	96,79	56,08	93,37	50,0	50,81	75,41	66248
10	143,52	62,52	136,74	50,0	51,63	104,14	66395
12,5	166,71	63,61	151,73	50,0	52,06	112,97	67327
15	190,3	68,21	181,15	50,0	52,42	121,91	67422

Анализируя табличные данные, можно сделать вывод о том, что максимальная температура

- топлива  $\approx 190$  °C;
- внутренней стенки полости блок-контейнера  $\approx 181$  °C, что указывает на невозможность расплавления внутренней стенки и одновременно на наличие локального подкипания теплоносителя ( $P_s = 0,145$  МПа,  $T_s = 110,3$  °C);
- в газовом зазоре (в точках непосредственного контакта воздуха и газов, выделившихся за счет ядерных реакций в топливной засыпке)  $\approx 121$  °C, что приводит к повышению давления в газовой полости со 101,325 до 135,889 кПа ( $\approx 1,34$  атм). Отметим, что повышение давления не может привести к разрыву сварных швов, герметизирующих топливную загрузку (расчет выполнен в соответствии с ГОСТ 14806-80 «Стыковые и угловые соединения»).

Сравнивая табл. 3 и 4, можно сделать следующие выводы:

- увеличение загрузки приводит к повышению максимальной температуры топлива на 9,2 °C;
- максимальная температура внешней стенки блок-контейнера увеличивается на 1,5 °C, что практически не влияет на температуру теплоносителя;
- максимальная температура стенки внутренней полости увеличивается на 9,3 °C, т.е. практически на такое же значение, как и температура топлива;
- в случае В2 наблюдается снижение перепада давления между входом и выходом ЭК, что объясняется ростом температуры и, как следствие, падением плотности теплоносителя.

В построении графиков распределения температур для этого случая нет необходимости, поскольку они отличаются от графиков В1 только абсолютными значениями параметров, величины которых приведены в табл. 4.

## РАСЧЕТЫ С МАКСИМАЛЬНЫМ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕМ СО СТАНДАРТНОЙ И УВЕЛИЧЕННОЙ ЗАГРУЗКОЙ БЛОК-КОНТЕЙНЕРА

Расчет проведен для варианта, когда энерговыделение во всех блок-контейнерах одинаковое и равно максимальному значению. Такой случай является гипотетическим, зато он дает оценку «сверху» для основных теплофизических параметров: температур стенок блок-контейнеров, температур в топливной загрузке и температур на выходе из ЭК.

Полученные в результате расчета данные для стандартной загрузки приведены в табл. 5, а с увеличенной загрузкой – в табл. 6.

Таблица 5

### Результаты расчета на мощности 15 МВт (стандартная загрузка)

<i>W, МВт</i>	<i>T<sub>α</sub>, °C</i>	<i>T<sub>β</sub>, °C</i>	<i>T<sub>γ</sub>, °C</i>	<i>T<sub>вх</sub>, °C</i>	<i>T<sub>вых</sub>, °C</i>	<i>T<sub>гз</sub>max, °C</i>	<i>ΔP<sub>вх-вых</sub>, Па</i>
15	182,47	68,07	173,26	50	52,81	128,64	72241

Таблица 6

### Результаты расчета на мощности 15 МВт (увеличенная загрузка)

<i>W, МВт</i>	<i>T<sub>α</sub>, °C</i>	<i>T<sub>β</sub>, °C</i>	<i>T<sub>γ</sub>, °C</i>	<i>T<sub>вх</sub>, °C</i>	<i>T<sub>вых</sub>, °C</i>	<i>T<sub>гз</sub>max, °C</i>	<i>ΔP<sub>вх-вых</sub>, Па</i>
15	193,65	69,14	185,31	50	53,5	129,47	66158

Графики распределения основных теплофизических параметров аналогичны графику на рис. 6 и отличаются от него только числовыми значениями рассчитываемых величин.

Из таблиц следует, что при увеличении загрузки топлива, как и следовало ожидать, растет абсолютное значение максимальной температуры. Оно составляет  $\approx 194^{\circ}\text{C}$ . Абсолютные значения всех остальных температур возрастают незначительно. Максимальная температура подогрева в ЭК составляет  $\approx 3,5^{\circ}\text{C}$ .

Анализ таблиц 5 и 6 позволяет сделать следующие выводы:

- максимальные температуры топлива во всех блок-контейнерах одинаковы и составляют  $\approx 183^{\circ}\text{C}$  (случай В1) и  $\approx 194^{\circ}\text{C}$  (случай В2);
- во внутренней полости всех четырех блок-контейнеров температура достигает  $\approx 173^{\circ}\text{C}$  (случай В1) и  $\approx 185^{\circ}\text{C}$  (случай В2), что указывает на наличие пузырькового кипения;
- максимальная температура в газовом зазоре также значительно подрастает и достигает  $\approx 129^{\circ}\text{C}$  (случай В1) и  $\approx 129,5^{\circ}\text{C}$  (случай В2); в то же время эти величины не являются предельными и вызывают сравнительно небольшой рост давления в газовом зазоре.

Отметим, что в качестве оценки «снизу» могут использоваться данные расчетов, приведенные в табл. 3 и 4 для уровня мощности 1 МВт.

## РАСЧЕТ ТРАКТА ЦИРКУЛЯЦИИ КОНТУРА ОХЛАЖДЕНИЯ ЭК

Расчет гидродинамических параметров тракта циркуляции проводился с помощью уравнения Д. Бернулли. В наиболее общем случае перепад давления на участке трубопровода, имеющего различные местные сопротивления и разные нивелирные отметки, определялся как

$$\Delta p = \frac{\rho}{2} \left[ \sum_i^N \zeta_i V_i^2 + \sum_k^M \lambda_k \frac{l_k}{d_{\Gamma k}} V_k^2 + \right] + \rho g \sum_k^L (z_k - z_{k-1}),$$

где  $z_k$  и  $z_{k-1}$  – нивелирные высоты для первого и второго сечений;  $V_1$  и  $V_2$  – среднерасходные скорости в первом и втором сечениях соответственно;  $\rho$  – плотность жидкости;  $g$  – ускорение свободного падения;  $\zeta$  – коэффициент местного сопротив-

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

ления;  $d_f$  – гидравлический диаметр;  $l$  – длина рассматриваемого участка;  $\lambda$  – коэффициент сопротивления трения.

Минимальная мощность насоса на прокачку рабочего тела вычислялась по формуле

$$N = Q\Delta p,$$

где  $\Delta p$  – общий перепад давления на рассматриваемом участке, Па;  $Q$  – объемный расход,  $\text{м}^3/\text{с}$ .

При проведении расчетов учитывалось следующее

- все варианты использовали диапазон рабочих температур  $40 - 70^\circ\text{C}$ ;
- давление на напоре питательного насоса задавалось в соответствии с паспортными данными и равнялось 2 атм;
- внутренний диаметр трубопровода принимался равным  $25,0 \cdot 10^{-3}$  м;
- расход охлаждающей воды составлял  $Q = 3 \text{ м}^3/\text{ч}$ ;

Расчет системы охлаждения проводился для двух различных вариантов включения экспериментальных каналов: последовательного и параллельного. Перепад нивелирных высот на экспериментальных каналах не учитывался вследствие его малости ( $\approx 7 \cdot 10^{-2}$  м). Результаты расчета показали, что более предпочтительным оказался случай с параллельным включением ЭК, вызывающим потери давления в районе рабочей точки ( $\approx 60^\circ\text{C}$ ) 1,67 атм. При последовательном включении ЭК потери давления составили 1,86 атм. Отметим, что в обоих случаях обеспечивается запас на прокачку: при последовательном включении каналов он составляет 7%; при параллельном – 16,5 %.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Циркуляционная петля с экспериментальными каналами ЭК 4-1 и ЭК 8-1, оснащенная циркуляционными насосами, обеспечивающими напор  $\approx 2$  атм и расход теплоносителя  $3 \text{ м}^3/\text{ч}$ , не требует модернизации для организации нормального отвода тепла от облучаемых блок-контейнеров при всех уровнях мощности реактора (до 15 МВт).

ЭК 4-1 и ЭК 8-1 могут подключаться параллельно или последовательно без достижения предельных температур теплоносителя и блок-контейнеров.

Подогрев теплоносителя в циркуляционной петле для случаев последовательно или параллельно установленных экспериментальных каналов (из четырех блок-контейнеров) составляет  $\approx 4^\circ\text{C}$ .

Максимальные температуры стенок блок-контейнеров со стороны основного потока и со стороны застойной зоны значительно различаются. В наиболее нагруженных блок-контейнерах (третий снизу из четырех) максимальная температура стенки со стороны основного потока не превышает  $70^\circ\text{C}$ , а со стороны застойной зоны превышает температуру насыщения воды, где возможно подкипание теплоносителя.

Давление в газовой полости наиболее нагруженного блок-контейнера не превышает  $\approx 1,5$  атм, что ниже допустимого.

Необходимы специальные исследования на реакторе ВВР-ц при различных уровнях мощности по установлению влияния подкипания на поведение реактивности реактора.

## Литература

1. Описание программного кода ANSYS. Интернет-ресурс <http://www.ansys.com>
2. Лойцанский Л.Г. Механика жидкости и газа. – М.: Наука, 6 изд., -1987. -840 с.
3. Forrest B.B., Booth T.E. et al. «MCNP – A General Monte-Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Overview and Theory, Volume I», LA-UR-03-1987, LANL (2003).
4. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Справочник по теплогидравлическим

расчетам в ядерной энергетике. / Под ред. П.Л. Кириллова. – М.: Издат. - Т.1, -2010, - 770 с.  
5. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А., Соловьев С.Л. Теплообмен в ядерных энергетических установках. – М.: МЭИ, -2003, - 548 с.

Поступила в редакцию 14.05.2014 г.

### Авторы

Кочнов Олег Юрьевич, главный инженер, доктор техн. наук  
E-mail: kochnov2000@mail.ru

Левченко Юрий Данилович, ведущий научный сотрудник, доктор техн. наук  
E-mail: levchenko@ippe.ru

Чусов Игорь Александрович, зав. каф. «Теплофизика», доктор техн. наук  
E-mail: igrch@mail.ru

УДК 621.039

## THERMOHYDRAULIC JUSTIFICATION FOR THE INSTALLATION OF BLOCK-CONTAINERS WITH URANIUM-BEARING MATERIAL INTO EXPERIMENTAL CHANNEL OF WWR-C REACTOR

Kochnov O.Yu.\*, Levchenko Yu.D.\*\*, Chusov I.A.\*\*\*

\* Obninsk Branch of State Scientific Center of the Russian Federation – Scientific-Research Institute of Physical Chemistry. 109-th km, Kiev highway, Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

\*\* State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

\*\*\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Nuclear Research University «MEPhI». 1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

### ABSTRACT

This paper presents the feasibility of block-containers with uranium-bearing fissionable material being installed into the experimental channels of the WWR-c reactor. Two versions of the block-container structure were examined, namely, those with regular and enhanced loading of the fissionable material. The arrangement of the cooling system for the experimental channels of the nuclear reactor was examined in detail, including the geometry of bench marks disposition where the basic equipment is located. Design-basis justification was performed using the ANSYS CFX 10.0 code. Design-basis justification for the cooling loop of the experimental channel was performed based on the solution of the Bernoulli equation. The following is shown: 1) the circulation loop with two experimental channels equipped with circulation pumps ensuring the head of  $\approx 2$  atm and the coolant flow of  $3 \text{ m}^3/\text{h}$  does not require modernization for standard heat removal from irradiated block-containers at all reactor power levels (up to 15 MW); 2) the coolant heating in the cooling loop for experimental channels placed in series or in parallel (consisting of 4 block-containers) amounts to  $\approx 4^\circ\text{C}$ ; 3) the maximum temperature of the block-container walls significantly varies on the side of the main flow and on the side of the stagnant zone. In the most loaded block-containers (the third-from-the-bottom of four) the maximum temperature of the wall on the side of the main flow is no more than  $70^\circ\text{C}$ , and on the side of the stagnant zone the wall temperature exceeds saturated water temperature where coolant sub-boiling is possible; 4) the pressure inside the gas cavity of the most loaded block-container

does not exceed  $\approx 1.5$  atm which is the subtolerance value. It can be concluded that practically at all reactor power levels (up to and including 15 MW) bubble boiling occurs in the inner cavity of the block-container and has a beneficial effect on the heat transfer in general. The key results of the present paper are as follows: 1) the cooling loop of the experimental channels does not require modernization; 2) three or four block-containers can be installed into the reactor without affecting the safe operation of the nuclear facility.

**Key words:** experimental reactor, WWR-c, experimental irradiation channel, experimental testbed, thermohydraulic characteristics of experimental channel.

#### REFERENCES

1. ANSYS. Available at <http://www.ansys.com>
2. Lojanskij L.G. *Mehanika zhidkosti i gaza* [Mechanics of Fluid and Gas] 6-th edition. Moscow, Nauka Publ., 1987, 840 p. (in Russian)
3. Forrest B.B., Booth T.E. et al. «MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Overview and Theory, Volume I», LA-UR-03-1987, LANL (2003).
4. Kirillov P.L., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Jur'ev Ju.S., *Spravochnik po teplogidravlicheskim raschetam v yadernoj energetike* [Thermal-hydraulic Calculations in Nuclear Power. Handbook]. Moscow, Izdat Publ., 2010, v. 1, 770 p. (in Russian).
5. Petuhov B.S., Genin L.G., Kovalev S.A., Solov'ev S.L. *Teploobmen v yadernyh energeticheskikh ustankovkah* [Heat Transfer in Nuclear Power Plants]. Moscow, MEI Publ., 2003, 548 p. (in Russian).

#### Authors

Kochnov Oleg Yur'evich, Chief Engineer, Dr. Sci. (Engineering)  
E-mail: kochnov2000@mail.ru

Levchenko Yurij Danilovich, Leading Researcher, Dr. Sci. (Engineering)  
E-mail: levchenko@ippe.ru

Chusov Igor' Aleksandrovich, Head of Thermal Physics Department, Dr. Sci. (Engineering)  
E-mail: igrch@mail.ru

# МЕТОД ОЧИСТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И КОНЦЕНТРАТОВ ОТ ОРГАНИЧЕСКОЙ СОСТАВЛЯЮЩЕЙ

**К.Г. Легких, В.Б. Смыков**

**ГНЦ-РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского. 249033, Обнинск, пл. Бондаренко, 1**



Проблема переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) является важной задачей при эксплуатации реакторных установок (РУ) любого типа. В настоящее время переработка средне- и низкоактивных отходов направлена на снижение их объема и приздание концентратам формы, оптимальной для захоронения. Наиболее распространенным методом переработки ЖРО является переработка отходов на выпарных установках. При реализации данного процесса образуется отход, переработка которого затруднительна, – это жидкий радиоактивный концентрат (ЖРК) – коллоидная система, состоящая из двух фаз: водная часть и донный осадок – пульпа. Пульпы представляют собой минеральные мелкодисперсные гранулы с адсорбционным слоем органики сложного химического состава. По этой причине, а также в силу ограниченной подвижности прямое их цементирование невозможно, поэтому из донных осадков необходимо удалить органическую составляющую. Известными методами это сделать сложно [1]. Рассматривается метод очистки ЖРО и ЖРК с использованием неорганического сорбента. Проведенные исследования показали эффективность очистки ЖРО от органических примесей. На основании экспериментальных данных сформулированы основные задачи дальнейших исследований процессов отверждения при химической обработке образцов пульпы.

**Ключевые слова:** жидкие радиоактивные отходы, жидкие радиоактивные концентраты, иммобилизация, пульпа, сорбционная очистка, аниноактивные поверхностно-активные вещества, синтетические моющие средства.

## МЕТОДЫ ОЧИСТКИ ЖРО ОТ ОРГАНИЧЕСКИХ ПРИМЕСЕЙ

Среди важнейших проблем предприятий ядерного комплекса наиболее острыми являются обезвреживание радиоактивных отходов и их безопасное хранение с гарантией предотвращения контакта с биосферой. На большинстве перерабатывающих предприятий ядерного комплекса проблема по обращению с ЖРО решается методом переработки отходов на выпарных установках. При реализации данного процесса образуется отход, переработка которого затруднительна, – это жидкий радиоактивный концентрат (ЖРК). В состав ЖРК любых предприятий ядерного комплекса входят поверхностноактивные вещества (ПАВ). Источником ПАВ являются сточные воды специализированных прачечных и воды санитарной обработки помещений. При выпаривании ЖРО происходит концентрирование ПАВ, что в значительной степени осложняет процесс выделения твердого осадка. Большинство ЖРК находятся на длительном хранении и не подверга-

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

ются переработке, поэтому задача очистки пульп ЖРК от ПАВ является актуальной и требует решения [1].

В настоящее время существует ряд способов очистки ЖРО от органических примесей. В основе современных методов очистки ЖРО лежат процессы электрохимического разложения, окисления, сорбции и фильтрации. Сравнение наиболее актуальных способов очистки ЖРО приведено в табл. 1 [2 – 4].

Таблица 1

### Сравнительный анализ современных способов очистки ЖРО от органических примесей

Метод	Сущность метода	Недостатки
Электрохимическое разложение органического содержимого электропроводных водных растворов отходов [2]	Разрушение органических материалов в электропроводных растворах отходов посредством электрического дугового разряда, создаваемого между погруженными электродами и раствором	Ввод в систему химических агентов (таких как NaOH, H <sub>3</sub> PO <sub>4</sub> , NaNO <sub>3</sub> , H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> ); использование дорогостоящих фильтров; большие энергозатраты и сложность в реализации
Окисление органических примесей озоном до образования оксидов составляющих элементов [3]	Окисление органических компонентов ЖРО до газообразного состояния путем подачи в поток озона	Неполное окисление органических примесей озоном; сложная техническая реализация
Обезвреживание жидких радиоактивных отходов с помощью природного сорбента [4]	Выдержка природного сорбента в подготовленном растворе ЖРО с природным сорбентом	Сложная техническая реализация; метод применим только для средне- и низкоактивных РАО

Основными недостатками способов очистки ЖРО от органических примесей являются сложность технической реализации и их неприменимость для очистки именно растворов концентратов и, в особенности, донных осадков (пульп) из ЖРК.

Сотрудниками ГНЦ РФ-ФЭИ был предложен метод очистки ЖРО и ЖРК с использованием неорганического сорбента – пиролюзита. Пиролюзит MnO<sub>2</sub>·0,5H<sub>2</sub>O в качестве сорбционного материала нашел широкое применение в системах очистки воздуха от примесей, пагубно влияющих на здоровье человека, например, угарный газ (CO), пары ртути и др. Он производится из концентрата марганцевой руды в промышленных масштабах, является твердофазным окислителем, нерастворим в воде. В исходном состоянии пиролюзит с органическими примесями в водных растворах не взаимодействует и не проявляет сорбционных свойств. Однако после обработки сильными окислителями, такими как перекись водорода, азотная кислота, горячий раствор перманганата калия, пиролюзит проявляет сорбционные свойства по отношению к органическим примесям водных растворов, т.е. происходит его химическая активация. Активация сорбента заключается в окислении поверхностного Mn<sup>4+</sup> в Mn<sup>6+</sup>, т.е. промежуточное неустойчивое валентное состояние. Ион Mn (VI) повышает сорбционную способность пиролюзита, а при повышении температуры обеспечивает вялотекущее окисление органических примесей, что делает процесс безопасным.

Этот эффект был обнаружен при исследовании сорбции природной органики (фульво- и гуминовые кислоты) в исходной воде водоподготовительной установки (ВПУ) Белоярской АЭС. Эффективность очистки вод ВПУ АЭС от природной органики составила 70% (рис. 1) в течение фильтрования 200 колоночных объемов. Под колоночным объемом понимают очистку 200 литров воды одним литром сорбента до его регенера-

ции [5]. Обнаруженный эффект был применен для очистки ЖРК.

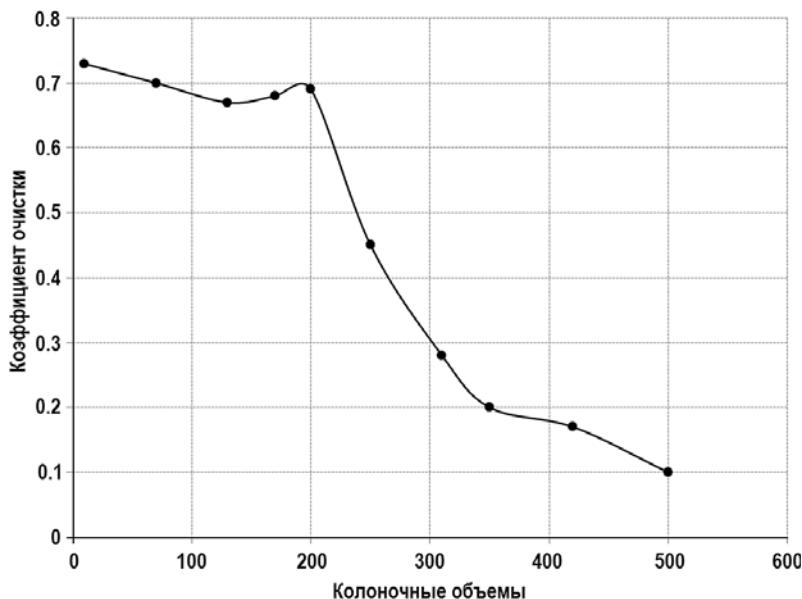


Рис. 1. Изменение коэффициента очистки сырой воды от природной органики на активированном пиролюзите

Основной задачей при очистке ЖРК является удаление ПАВ из их состава. При проведении работ по сорбционной очистке ЖРК было отмечено, что эффективность сорбции зависит от концентрации и класса ПАВ.

Для исследования и отработки способа очистки ЖРК от органических примесей был проведен ряд исследований: отработка метода на растворах, моделирующих ЖРК и пульпы, и очистка реальных ЖРО – сточных вод спецпрачечной ГНЦ РФ-ФЭИ.

#### Качественный анализ модельного раствора ЖРК

Для проведения качественного анализа была приготовлена серия растворов: первая серия содержала 1, 5, 10, 15, 20, 25 г/л ОП-7, 10.

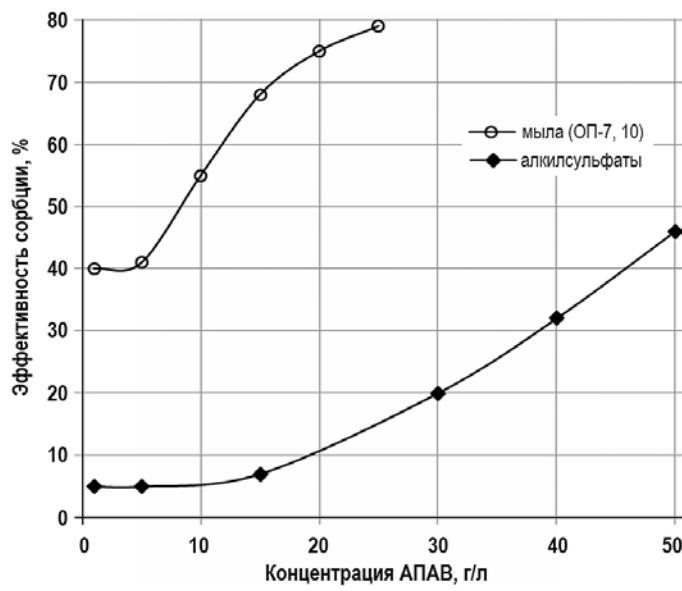


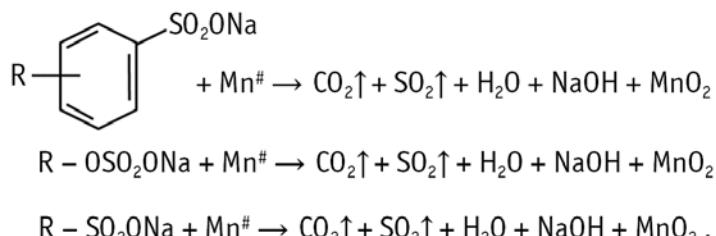
Рис. 2. Эффективность сорбции активированного пиролюзита по отношению к АПАВ

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Каждый раствор подвергался воздействию двух грамм активированного пиролюзита в течение суток. Далее раствор декантируют и производили определение остаточного содержания анионоактивных ПАВ (АПАВ). В результате проведенных исследований показано, что из АПАВ наиболее эффективно сорбируются активированным пиролюзитом мыла – олеаты, стеараты, пальмитаты натрия (рис. 2).

Из-за влияния атома серы на распределение электронной плотности в углеродном скелете молекул алкилсульфатов и алкилсульфонатов натрия эффективность сорбции снижается. Следует отметить, что на сорбцию АПАВ влияют входящие в состав синтетических моющих средств (СМС) неионогенные ПАВ.

При проведении экспериментов с серией растворов СМС был зафиксирован процесс каталитического разложения АПАВ активированным пиролюзитом. После проведения сорбционной очистки второй серии растворов из каждой колбы был извлечен сорбент, который прокаливали и устанавливали прирост его массы. Прирост массы сорбента оказался нулевым. Прокаливание сопровождалось выделением газа и резким специфическим запахом. Однако анализ фильтрата показывал уменьшение концентрации АПАВ после сорбции растворов. По мнению авторов, данные наблюдения свидетельствуют о протекании процесса каталитического разложения алкилсульфатов и алкилсульфонатов натрия активированным пиролюзитом до оксидов составляющих органическую молекулу элементов, а именно,  $\text{SO}_2$ ,  $\text{CO}_2$  и  $\text{H}_2\text{O}$ :



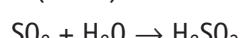
где  $\text{Mn}^{\#}$  – активированный пиролюзит  $\text{MnO}_2$ , предположительно  $\text{Mn}^{6+}$ .

Для определения состава газа, выделяющегося при нагревании извлеченного сорбента, были применены химические методы определения  $\text{CO}_2$  и  $\text{SO}_2$ .

Выделяющийся в ходе реакции газ пропускали через известковую воду, помутнение раствора говорит о наличии углекислого газа в смеси:



Оксид серы (IV) определяли объемным методом – выделяющийся в ходе реакции газ пропускали через дистиллированную воду, затем оттитровывали образовавшуюся сернистую кислоту раствором щелочи ( $\text{NaOH}$ ):



Химический анализ показал наличие в выделяющемся при нагревании отработавшего сорбента оксида серы (IV) и углекислого газа, что свидетельствует о разложении ПАВ.

### Сорбционная очистка модельного раствора пульпы ЖРК

В эксперименте использовался концентрат, имитирующий пульпу ЖРК. Для приготовления пульпы навеску образователя пены (ОП-7,10) массой  $2,6 \pm 0,2$  г растворили при нагревании в 100 мл воды. Полученный раствор упаривали до образования вязкого геля, к которому добавили  $2,0 \pm 0,2$  г активированного пиролюзита. В процессе сорбции наблюдалось разделение системы с видимой межфазовой границей, после декантирования провели определение АПАВ в фильтрате (табл. 2, рис. 3).

Таблица 2  
**Эффективность сорбционной очистки серии модельных растворов ЖРК активированным пиролюзитом**

Концентрация ОП-7,10 в исходном растворе, г/л	Эффективность сорбции ( $\alpha_{\text{эфф}}$ ), %
26	81,0
35	88,0
51	94,1
73	93,2
89	94,4
100	95

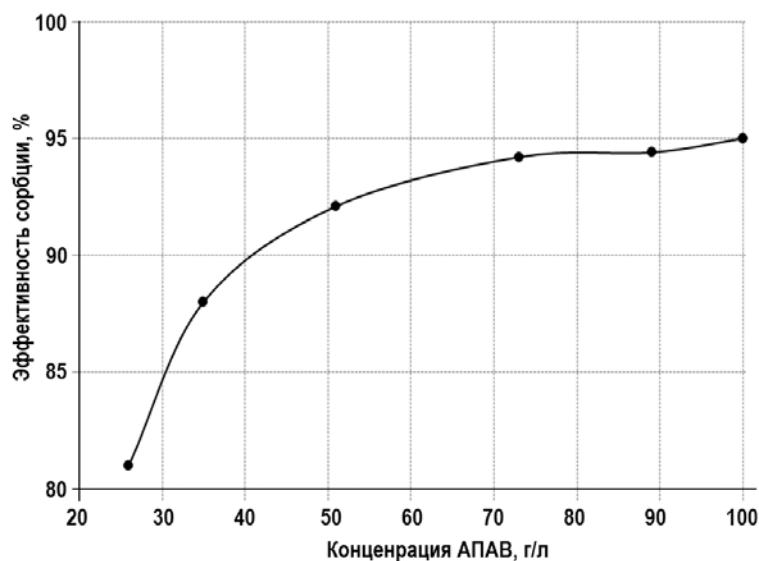


Рис. 3. Эффективность сорбционной очистки модельных растворов ЖРК активированным пиролюзитом

Используемый сорбент эффективно очищает раствор от олеатов, стеаратов и пальмитатов натрия. Таким образом, является рациональным использование марганецсодержащего сорбента для сорбционной очистки ЖРК от АПАВ.

#### Сорбционная очистка сточных вод спецпрачечной ГНЦ РФ-ФЭИ

Для отработки технологии сорбционной очистки ЖРО марганецсодержащим сорбентом использовался жидкий радиоактивный источник, представляющий собой жидкий радиоактивный отход специализированной прачечной ФЭИ. Общая активность ЖРО составляет 400 Бк/л. Свойства и состав исследуемого ЖРО приведены в табл. 3.

Сточные воды спецпрачечной ГНЦ РФ-ФЭИ представляют собой гомогенный водный раствор и имеют включение тканевых волокон, поэтому пробы отбирались из серединного объема. Серию проб ЖРО подвергали сорбции активированным пиролюзитом в течение суток. Далее отбирали водную часть и определяли ХПК очищенного раствора бихроматным методом [6]. Значение ХПК после сорбции изменилось незначительно. По мнению авторов, такой результат объясняется концентрацией АПАВ, которая меньше критической концентрации мицелообразования. Для достижения эффективности сорбции необходимо концентрировать раствор выпаривани-

ем примерно в три – четыре раза.

Таблица 3

**Свойства и состав исследуемого ЖРО**

Компонент, единица измерения	Значение
Цвет	Темно-серый
Светопроницаемость	Прозрачный
Плотность, г/мл	1,05
pH	8.0
ХПК, г О <sub>2</sub> /л	63,2
Железо, г/л	–
Мыла, г/л	18
Масла, г/л	–
ПАВ, г/л	108

Для проведения сорбционной очистки сточные воды спецпрачечной были концентрированы выпариванием в два и четыре раза. Полученный концентрат подвергали сорбционной очистке указанным выше методом, эффективность очистки составила 66%. Эффективность сорбции для вод, концентрированных в четыре раза, составила 72%.

**ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ И НАПРАВЛЕНИЕ ДАЛЬНЕЙШИХ  
ИССЛЕДОВАНИЙ ПРОЦЕССОВ ОТВЕРЖДЕНИЯ ПРИ ХИМИЧЕСКОЙ  
ОБРАБОТКЕ ОБРАЗЦОВ ПУЛЬПЫ**

В настоящее время в хранилищах предприятий ядерной энергетики накоплены внушительные количества ЖРК, которые по международным требованиям безопасного хранения ЖРО необходимо перевести в твердое состояние. По концентрации радионуклидов в ЖРК их можно отнести к среднеактивным отходам, поэтому наиболее простой из методов отверждения – цементирование [7]. Однако этот метод оказался не так прост и недостаточно надежен, как это считалось ранее. Результаты научно-исследовательских и опытно-технологических работ, выполненных на различных предприятиях ядерного топливного цикла в разных странах в течение последних лет, показали, что прямое цементирование ЖРО является недоработанной технологией, требующей обязательной модернизации в направлении получения геополимерной матрицы на основе альтернативных вяжущих компонентов [8].

В процессе проведения НИР был исследован процесс каталитического окисления органики до оксидов составляющих элементов. Данный аспект позволит не только удалить органическую составляющую ЖРК, но и получить твердый продукт – твердый радиоактивный отход (ТРО), пригодный для захоронения. Следует отметить, что применение марганецсодержащего сорбента для очистки ЖРК не требует изменения существующей системы иммобилизации ЖРО. Кроме того, предложенный сорбент упростит процесс перевода отходов в твердое состояние.

На основе проведенных исследований была разработана принципиальная схема опытной установки, позволяющая провести иммобилизацию пульп жидких радиоактивных концентратов, накопленных в емкостях – хранилищах ГНЦ РФ-ФЭИ, с использованием существующих на сегодняшний день технологических решений.

Опытная установка должна включать в себя следующие основные узлы: емкость для

исходных ЖРК, емкость для подготовки сорбента, контейнер для выпаривания суспензии, емкость сбора ЖРО (рис. 4).

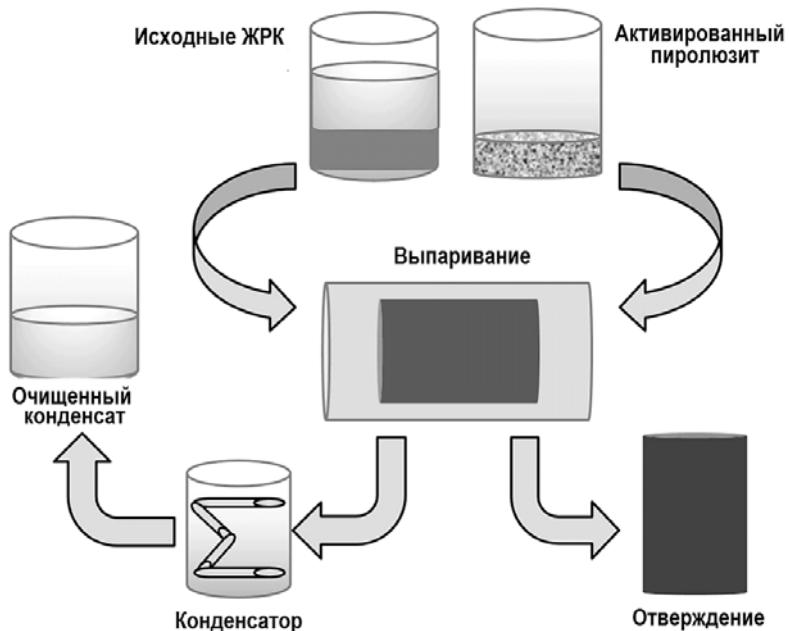


Рис. 4. Принципиальная схема обращения с накопленными пульпами ЖРК с использованием активированного пиролюзита

Принципиальная схема обращения с накопленными пульпами ЖРК заключается в следующем. ЖРК из емкости-хранилища перекачивают в приемную емкость. После перемешивания раствора в приемную емкость подается активированный пиролюзит. Полученная суспензия перемешивается в течение пяти часов для достижения наибольшей эффективности очистки ЖРК от органических примесей. При непрерывной работе перемешивающего устройства полученную суспензию подают в контейнер, в котором будет осуществляться ее нагрев до 100–160 °С. В результате термического воздействия на порцию суспензии происходит испарение водной части, а также каталитическое разложение органических примесей до оксидов составляющих элементов на поверхности сорбента. Образованная пароводяная смесь направляется в конденсатор, где смесь конденсируется и полученный конденсат сливаются в емкость-приемник. После накопления в контейнере гидроскопичного осадка, представляющего собой отработавший сорбент и солевой плав, контейнер отстыковывают от технологической цепочки, устанавливают герметичную пробку и транспортируют в специализированное хранилище для твердых радиоактивных отходов. После этого устанавливают новый контейнер и очистку ЖРК возобновляют.

Использование предложенного способа обеспечит комплексное решение проблемы очистки жидких радиоактивных отходов и концентратов, включающее в себя сорбционное извлечение органических веществ, таких как АПАВ, с помощью доступных и дешевых материалов. Отделение радиоактивного сорбента не требует использования фильтров, для которых после истечения срока эксплуатации необходима переработка. Цементирование радиоактивного сорбента осуществляется известным способом, например, с использованием клинкер-цемента.

### **Литература**

1. Громов Б.В. Химическая технология обучения ядерного топлива. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
2. Шреммер Иштван, Тильки Петер. Патент РФ 2286949 на изобретение «Способ и устройство для проводного разложения органического содержимого электропроводных водных растворов отходов». Опубликован 16.07.2002 г.
3. Савкин А.Е., Святцов А.А., Хубецов С.Б. Патент РФ 2268513 на изобретение, МПК G21F9/06, G21F9/20 «Способ переработки жидких радиоактивных отходов». Опубликован 20.01.2006 г.
4. Мартынов П.Н., Богданович Н.Г., Григорьев Г.В. Патент РФ 2189650 на изобретение, МПК G21F9/12 «Способ обезвреживания жидких радиоактивных отходов». Опубликован 20.09.2002 г.
5. Смыков В.Б. Сорбция природной органики на неорганическом сорбенте пиролюзите./Решение проблем водоподготовки и водоочистки в промышленном и городском хозяйстве/Тезисы докладов научно-технического семинара. – М.: ВИМИ, 1998. С. 3-6.
6. Новиков Ю.В., Ласточкина К.О., Болдина З.Н. Методы исследования качества воды водоемов. – М.: Медицина, 1990.
7. Соболев И.А., Дмитриев С.А., Баринов А.С. // Атомная энергия. – 1995. – Т. 79. Вып. 6.
8. Сборник докладов II Международного симпозиума по цементированию РАО «NUECEM-2014», Франция, Авиньон-Маркуль (ICSM), 2-6 июня 2014 г.

Поступила в редакцию 17.05.2013 г.

### **Авторы**

Легких Кристина Геннадьевна, руководитель группы, ведущий инженер-химик  
E-mail: Kristina-legkikh@yandex.ru

Смыков Владимир Борисович, заместитель начальника отдела по науке и технологиям,  
кандидат техн. наук

---

621.039.71+621.039.73

### **METHOD PURIFICATION OF LIQUID RADIOACTIVE WASTES AND CONCENTRATES FROM ORGANIC IMPURITIES**

Legkikh K.G., Smykov V.B.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power  
Engineering named after A.I. Leypunsky.  
1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

#### **ABSTRACT**

The issue of conversion of liquid radioactive wastes (LRW) is an important task for reactor operation irrespective of the reactor design. Currently, conversion of liquid radioactive wastes involves minimization of the volume of wastes and reducing the concentrates to an optimal form for disposal. The most general method for conversion of liquid radioactive wastes is vaporizer conversion. The realization of this method generates wastes which are difficult for conversion. This waste is a liquid radioactive concentrate (LRC). Liquid radioactive concentrate is a colloidal system composed of two phases: the water phase and the bottom sediments, or the sludge. The sludge represents mineral fine-dispersed granules with an adsorptive layer of organic substances with complex chemical composition. Cementation of the sludge is impossible to achieve. Therefore, it is necessary to purify the sludge from organic impurities. Purification of the sludge by certain methods is difficult. So carrying out research to develop immobilization technology for liquid radioactive concentrates is required [1].

A method for LRW and LRC purification by an inorganic sorbent, such as polianite,

has been proposed by IPPE scientists. The research demonstrated the efficiency of LRW purification from organic impurities. The principal tasks of further research into the solidification processes which occur during chemical processing of the sludge samples were formulated on the basis of experimental data.

**Key words:** liquid radioactive wastes, liquid radioactive concentrates, immobilization, sludge, sorption purification, anionic surface-active substances (ASAS), synthetic detergents.

#### REFERENCES

1. Gromov B.V. Himicheskaja tehnologija obucheniya yadernogo topliva. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1983 (in Russian).
2. Shremmer Ishtvan, Til'ki Peter. Patent RF 2286949 na izobretenie «Sposobi ustrojstvo dlya provodnogo razlozheniya organicheskogo soderzhimogo elektroprovodnyh vodnyh rastvorov othodov». Opublikovan 16.07.2002 (in Russian).
3. Savkin A.E., Svitcov A.A., Hubecov S.B. Patent RF 2268513 na izobretenie, MPK G21F9/06, G21F9/20 «Sposob pererabotki zhidkikh radioaktivnyh othodov». Opublikovan 20.01.2006 (in Russian).
4. Martynov P.N., Bogdanovich N.G., Grigor'ev G.V. Patent RF 2189650 na izobretenie, MPK G21F9/12 «Sposob obezvrezhivaniya zhidkikh radioaktivnyh othodov». Opublikovan 20.09.2002 (in Russian).
5. Smykov V.B. Sorbciya prirodnoj organiki na neorganicheskom sorbente pirolyuzite / Reshenie problem vodopodgotovki i vodoochistki v promyshlennom i gorodskom hozyajstve. Tezisy dokladov nauchno-tehnicheskogo seminara. Moscow, VIMI Publ., 1998 (in Russian).
6. Novikov Ju.V., Lastochkina K.O., Boldina Z.N. Metody issledovaniya kachestva vody vodoemov. Moscow, Medicina Publ., 1990 (in Russian).
7. Sobolev I.A., Dmitriev S.A., Barinov A.S. Atomnaya energiya. 1995, v. 79, iss. 6 (in Russian).
8. Sbornik dokladov II mezhdunarodnogo simpoziuma po cementirovaniyu RAO «NUECEM-2014», Francija, Avin'on-Markul' (ICSM), 2-6 june 2014 (in Russian).

#### Authors

Legkikh Kristina Gennad'evna, Lead engineer-chemist of division,  
E-mail: Kristina-legkikh@yandex.ru

Smykov Vladimir Borisovich, Deputy head of division Science and Technology, Dr. Sci.  
(Engineering)

# РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ НЕЙТРОННОГО СПЕКТРАЛЬНОГО АНАЛИЗА ДЛЯ ОЦЕНКИ СОДЕРЖАНИЯ ДЕЛЯЩИХСЯ ИЗОТОПОВ В ОТВС

**А.В. Мицкевич**

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.  
249040, Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1*



Рассматривается интегральный нейтронный спектральный анализ в качестве возможной методики оценки содержания делящихся изотопов в ОТВС. Представлены два варианта реализации методики – измерение среднего пропускания ОТВС и эталона на спектре, прошедшем ОТВС. Приведены зависимости среднего пропускания ОТВС от содержания интересующего изотопа в ней, получаемые с использованием двух типов детекторов – гелиевого счетчика и камеры деления. Предложен способ оценки выгорания ОТВС с помощью интегрального нейтронного спектрального анализа (НСА). Дается оценка влияния на пропускание времени выдержки ОТВС.

**Ключевые слова:** отработавшее ядерное топливо, нейтронный спектральный анализ, оценка содержания  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , гелиевый счетчик, камера деления, пропускание, тепловыделяющая сборка, время выдержки.

## ВВЕДЕНИЕ

По данным МАГАТЭ на декабрь 2012 г. общий совокупный объем отработавшего ядерного топлива, которое было выгружено из реакторов, составил приблизительно 360500 т, из которых примерно 109800 т переработано, а около 250700 т помещены в бассейны хранения отработавшего топлива при реакторах или находятся во внереакторных хранилищах [1]. Количество ОЯТ, выгруженного за 2012 г., равно примерно 10000 т, а совокупные мировые мощности предприятий по переработке составляют всего около 5000 т/г. Очевидно, что радиохимическая переработка облученного урана значительно отстает от его накопления. При этом для огромных масс хранимого отработавшего урана (и накопившегося плутония) зачастую имеются лишь расчетные оценки его содержания и изотопного состава, а используемые в настоящее время методики неразрушающего контроля не дают желаемой точности. В такой ситуации возникает необходимость в развитии новых методов анализа отработавшего ядерного топлива и определения запасов делящихся материалов. Эти методики должны позволять проводить полный анализ с сохранением целостности ТВС промышленных ядерных реакторов и получением данных для группирования хранимых ОТВС по содержанию ЯМ в них, текущего и будущего отработавшего топлива, направляемого на переработку.

Распространенные гамма-методики, основанные на измерении собственной гамма-активности  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , применительно к ОТВС неэффективны ввиду доминиро-

© А.В. Мицкевич, 2014

вания осколочной активности. Методики, основанные на корреляции различных мониторов выгорания (например,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$ ), дают лишь косвенное представление о содержании делящихся изотопов, что в случае подмены не гарантирует обнаружения пропажи. Методики, основанные на измерении собственного нейтронного излучения ОТВС, малоэффективны, поскольку практически невозможно разделить разные источники их происхождения. Наиболее эффективными представляется активная нейтронная методика – нейтронный спектральный анализ (НСА).

## НЕЙТРОННЫЙ СПЕКТРАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ

Методика НСА основывается на наличии резонансов в реакции взаимодействия нейтронов с веществом. Выраженность этих резонансов индивидуальна – она однозначно характеризует каждый изотоп. НСА ориентирован на измерение количества ядер изотопа, а не его активности, поэтому НСА применим к любым изотопам, а не только к радиоактивным. Предлагаемая методика хорошо зарекомендовала себя при контроле содержания ЯМ в тонких образцах [2 – 7, 11 – 13]. Между тем большой интерес представляет разработка НСА для контроля содержания и изотопного состава урана и плутония в ОТВС.

НСА может реализовываться в двух подходах – детальный (Neutron Resonance Transmission Analysis) и интегральный (Resonance Self-indication). Наибольшее распространение получил детальный НСА. Основные экспериментальные результаты были получены в 1970 – 1990-х гг. Наиболее важная работа была выполнена группой Шрака в Национальном бюро стандартов (США) [3]. Были исследованы две вырезки из отработавшего твэла легководного реактора с выгоранием  $\sim 25000$  МВт·д/т U длиной примерно 2,5 см и диаметром 1 см, относящиеся к центру твэла и его краю. Измеренные спектры пропускания были затем обработаны нелинейным методом наименьших квадратов с привлечением оцененных файлов библиотеки ENDF-5. При этом были одновременно определены абсолютные содержания 11-ти актинидов (четыре изотопа урана, пять изотопов плутония и два изотопа америция) и пять продуктов деления с точностями от 0,4 до 20% в зависимости от силы линий.

Ведутся работы по адаптации детального НСА для оценки содержания  $^{239}\text{Pu}$  в ОТВС [8 – 10]. Исследования сосредоточены на расчетах и численном моделировании.

Детальный времяпролетный вариант НСА реализует наиболее полный изотопный анализ исследуемого образца. Однако он непрост в воплощении и неоперативен. Вместе с тем зачастую и не требуется знать содержание многих изотопов, но оперативность должна быть высокой. Именно так ставится вопрос в задаче неразрушающего контроля ЯМ в ОТВС. Здесь интересует содержание только делящихся изотопов –  $^{235}\text{U}$  или  $^{239}\text{Pu}$  – и потому информативность детального НСА оказывается избыточной. Интегральный НСА, напротив, дает информацию о содержании одного конкретного изотопа [11–14], при этом его реализация проще, а оперативность выше. Содержание интересующего изотопа с помощью интегрального НСА определяется по ослаблению потока нейтронов, прошедшего через исследуемый объект:

$$T(n) = \int f(E) \varepsilon(E) \exp[-n\sigma_{tot}(E)] dE / \int f(E) \varepsilon(E) dE,$$

где  $T(n)$  – среднее пропускание;  $f(E)$  – нейтронный спектр;  $n$  – содержание изотопа (я/барн);  $\sigma_{tot}(E)$  – полное сечение изотопа (барн);  $\varepsilon(E)$  – эффективность детектора.

Наиболее простым вариантом интегрального НСА является измерение среднего полного пропускания исследуемого объекта, где в качестве детектора используется гелиевый счетчик. Его эффективность плавно меняется с энергией, поэтому он

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

будет хорошо регистрировать нейтроны всех энергий в резонансной области. Это обстоятельство сильно ухудшает точность оценки содержания интересующего изотопа в многоизотопных композициях. Улучшить точность оценки содержания можно путем создания на базе гелиевого счетчика селективно-чувствительного детектора. Однако для этого потребуется привлечение времяпролетной спектрометрии. Идея заключается в учете только тех нейтронов, которые приходятся на энергии резонансов. Это возможно путем выделения временных окон, охватывающих энергии резонансов интересующего изотопа.

Другим вариантом селективно-чувствительного детектора является камера деления. Используемый в ней тонкий слой делящегося изотопа (урана-235 или плутония-239) высокочувствителен к нейtronам, энергия которых совпадает с энергией резонансов сечения деления данного изотопа. Таким образом, камера регистрирует не весь нейтронный спектр, а лишь участки, приходящиеся на резонансы сечения деления искомого изотопа. Нейтроны других энергий, присутствующие в пучке нейтронов, камерой деления практически не воспринимаются. В итоге использование энергетической избирательности камеры деления позволяет совокупно использовать линии искомого изотопа без измерения детальной структуры спектра, прошедшего OTBC, что также значительно ускоряет набор статистики. Спектрально-чувствительный детектор может быть создан и на базе гелиевого счетчика.

Интегральный НСА может быть реализован двумя вариантами: измерениями среднего пропускания исследуемого объекта и эталона на спектре, прошедшем исследуемый объект.

К недостаткам данной методики можно отнести сильную зависимость среднего пропускания от формы нейтронного спектра (поэтому требуется тщательное эталонирование). Также возможно перекрывание резонансов полных сечений посторонних изотопов, присутствующих в исследуемом образце, с резонансами сечения искомого. Эта проблема решается, если известно содержание посторонних изотопов.

Можно пойти и другим путем – прибегнуть к выделению временных окон, исключающих перекрывающиеся резонансы. Однако такой подход значительно снизит оперативность методики.

### МОДЕЛИРОВАНИЕ И РАСЧЕТЫ

Была создана математическая модель, позволяющая рассчитывать среднее пропускание объектов различного изотопного содержания и состава и пропускание эталона на спектре, прошедшем этот объект.

В математическую модель включены 11 актинидов ( $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{247}\text{Np}$ ) и пять продуктов деления ( $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{131}\text{Xe}$ ,  $^{133}\text{Cs}$ ,  $^{145}\text{Nd}$ ,  $^{152}\text{Sm}$ ). Выбор не интересующих изотопов обусловлен двумя критериями: 1) полные сечения данных изотопов имеют резонансы в интересующей области энергий (0,3–50 эВ) и 2) содержание этих изотопов в OTBC велико. Те изотопы, полные сечения которых не имеют в интересующей области энергий резонансов (конструкционные материалы, кислород, водород, воздух), будут равномерно снижать интенсивность нейтронов и не скажутся на качестве результатов [8]. Модель также учитывает геометрию OTBC, позволяет задавать форму нейтронного спектра (смягчение, кадмирование) и тип детектора (камера деления или гелиевый счетчик). Данные о сечениях изотопов брались из библиотеки ENDF-B5 (уточнения сечений в библиотеке ENDF-B7 коснулись существенно более высокого энергетического диапазона, чем того, который необходим для реализации методики НСА). В расчетах использовались данные о сечениях при температурах 800 К (OTBC) и 300 К (эталоны, материал камер деления).

## ГЕОМЕТРИЯ ТВС

Все известные работы по изучению интегрального НСА велись на плоских образцах [2 – 8, 11 – 14]. Однако ОТВС не является плоской. При проведении исследования среднее пропускание ОТВС представлялось в виде суперпозиции пропускания плоских слоев, составляющих ее, с учетом вклада каждого слоя в общую толщину:

$$\langle T \rangle = \sum \omega_i T_i,$$

где  $\langle T \rangle$  – среднее пропускание неплоского объекта;  $T_i$  – пропускание  $i$ -го плоского слоя;  $\omega_i$  – вклад  $i$ -го слоя в общую толщину.

При моделировании геометрии ОТВС был сделан ряд упрощений: 1) конструкционные материалы не учитывались, 2) изотопы распределены в твэлах равномерно, 3) поглощающие стержни заменены на твэлы.

## ДИАПАЗОН ПРИМЕНИМОСТИ МЕТОДИКИ

При больших содержаниях искомого изотопа в исследуемом объекте резонансы выводят из эксперимента нейтроны принадлежащих им энергий, но продолжают работать крылья резонансов. Задача состояла в том, чтобы определить, при каком содержании среднее пропускание начнет описываться экспоненциальной зависимостью. Проведенные расчеты показали, что максимальное значение содержания металлического  $^{235}\text{U}$ , при котором методика работает, составляет  $\sim 0,08$  я/барн, а для  $^{239}\text{Pu}$   $\sim 0,11$  я/барн. Для сравнения в свежих шестигранных ТВС энергетических реакторов, где обогащение топлива не превышает 5%, максимальное содержание  $^{235}\text{U}$  на пути пучка нейронов не превышает 0,011 я/барн. Следовательно, оценка содержания  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  в ОТВС с помощью методики интегрального НСА возможна.

## ВЫБОР ОПТИМАЛЬНОГО НЕЙТРОННОГО СПЕКТРА

Все сильные резонансы сечения  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  локализованы в низкоэнергетической области (0,3 – 40 эВ), поэтому нейtronный спектр должен иметь максимум при данных энергиях. Наибольший интерес представляет нейtronный спектр, при котором различие между измеренными средними пропусканиями эталонов, отличающихся по содержанию искомого изотопа на 1%, будет максимальным. Это различие будет расти с увеличением смягчения нейtronного спектра, поэтому предпочтительнее наибольшее смягчение. Однако при замедлении нейронов часть их теряется (поглощается, рассеивается). Доля этих потерь увеличивается с ростом толщины замедлителя. С учетом этого были проведены расчеты, которые показали, что наиболее оптимальным является спектр нейронов  $\sim E^{-1/2}$ .

## РАСЧЕТ СРЕДНЕГО ПРОПУСКАНИЯ ОТВС ПО ДЕЛЕНИЮ $^{235}\text{U}$ И $^{239}\text{PU}$

В качестве исследуемого объекта была выбрана бесчехловая ТВС ВВЭР-1000 4,4% обогащения. Изотопный состав, используемый в расчетах, был взят из работы [15].

Расчеты среднего пропускания ОТВС известных выгораний по делению  $^{235}\text{U}$  показывают (табл. 1, рис. 1), что разным содержаниям  $^{235}\text{U}$  может соответствовать одно и то же значение пропускания. Причиной этого является перекрывание резонансов полных сечений сторонних изотопов с резонансами искомого изотопа. Чтобы устранить двузначность трактовки пропускания при малых выгораниях необходимо привлекать сведения о выгорании ОТВС.

Чувствительность методики к оценке содержания  $^{235}\text{U}$ , представляющая собой процент изменения содержания при процентном изменении измеренного пропускания, составляет менее 4%.

Таблица 1

**Среднее пропускание ОТВС по делению  $^{235}\text{U}$** 

Выгорание, МВт·сут/кг	Выгорание $^{235}\text{U}$ в ОТВС, %	Содержание $^{235}\text{U}$ в ОТВС, я/барн · $10^{-4}$	Среднее пропускание ОТВС по делению $^{235}\text{U}$	%n/%T
0	0	89,4	0,0647	1,5
10	21,6	70,1	0,0624	1,9
20	43,1	50,9	0,0646	2,2
30	58,5	37,1	0,0687	2,7
40	70,8	26,1	0,0743	3,1
50	80,3	17,6	0,0812	3,9

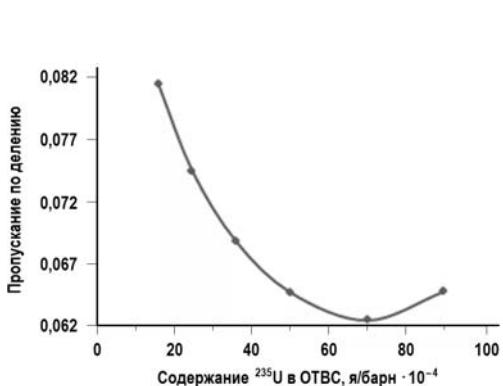
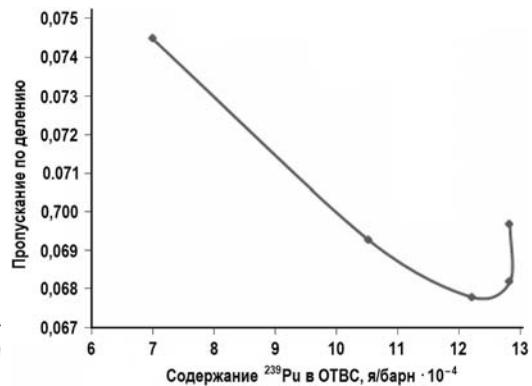
Рис. 1. Зависимость среднего пропускания  $^{235}\text{U}$  по делению от содержания  $^{235}\text{U}$  в ОТВСРис. 2. Зависимость среднего пропускания  $^{239}\text{Pu}$  по делению от содержания  $^{239}\text{Pu}$  в ОТВС

Таблица 2

**Среднее пропускание ОТВС по делению  $^{239}\text{Pu}$** 

Выгорание, МВт·сут/кг	Содержание $^{239}\text{Pu}$ в ОТВС, я/барн · $10^{-4}$	Среднее пропускание ОТВС по делению $^{239}\text{Pu}$	%n/%T
10	7,0	0,0745	3,6
20	10,5	0,0693	3,2
30	12,2	0,0678	2,9
40	12,8	0,0682	2,9
50	12,8	0,0697	2,8

Зависимость среднего пропускания ОТВС по делению  $^{239}\text{Pu}$  (табл. 2, рис. 2) также имеет неоднозначную зависимость. Чувствительность методики к оценке содержания  $^{239}\text{Pu}$  находится в пределах 3 – 4%. Способ оценки содержания искомого изотопа в ОТВС с помощью измерения эталона по делению на спектре, прошедшем ОТВС, позволяет из-

безать двузначной трактовки содержания. В таблице 3 и на рис. 3 приведена такая зависимость с использованием 0,4 см эталона  $^{235}\text{U}$ . Чувствительность данного варианта методики к оценке содержания  $^{235}\text{U}$  не превышает 4,5%.

**Зависимость пропускания 0,4 см эталона  $^{235}\text{U}$  ( $202 \cdot 10^{-4}$  я/барн) по делению на спектре нейтронов, прошедших ОТВС, от содержания в ней  $^{235}\text{U}$**

Таблица 3

Выгорание, МВт·сут/кг	Выгорание $^{235}\text{U}$ в ОТВС, %	Содержание $^{235}\text{U}$ в ОТВС, я/барн · $10^{-4}$	Среднее пропускание эталона $^{235}\text{U}$ по делению за ОТВС	%n/%T
0	0	89,4	0,331	3,7
10	21,6	70,1	0,314	3,9
20	43,1	50,9	0,291	3,6
30	58,5	37,1	0,265	3,3
40	70,8	26,1	0,239	3,4
50	80,3	17,6	0,214	4,3

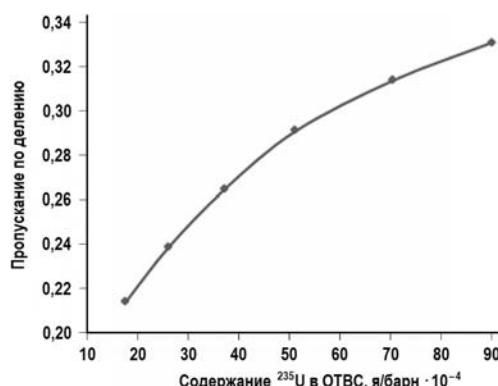


Рис. 3. Зависимость среднего пропускания эталона  $^{235}\text{U}$  по делению на спектре, сформированном ОТВС, от содержания в ней  $^{235}\text{U}$

Похожая зависимость наблюдается и для оценки  $^{239}\text{Pu}$  (табл. 4, рис. 4). Здесь чувствительность методики лучше 3%.

**Зависимость пропускания 0,4 см эталона  $^{239}\text{Pu}$  ( $206,4 \cdot 10^{-4}$  я/барн) по делению за ОТВС от содержания в ней  $^{239}\text{Pu}$**

Таблица 4

Выгорание, МВт·сут/кг	Содержание $^{239}\text{Pu}$ в ОТВС, я/барн · $10^{-4}$	Среднее пропускание эталона $^{239}\text{Pu}$ по делению за ОТВС	%n/%T
10	7,0	0,186	3,1
20	10,5	0,213	2,7
30	12,2	0,224	2,5
40	12,8	0,226	2,5
50	12,8	0,226	2,5

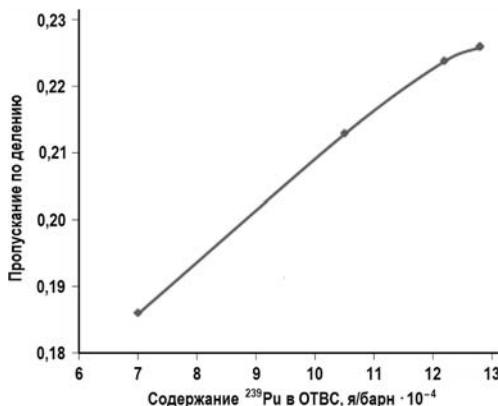


Рис. 4. Зависимость среднего пропускания эталона  $^{239}\text{Pu}$  по делению на спектре, сформированном ОТВС, от содержания в ней  $^{239}\text{Pu}$

Чувствительность представленных вариантов интегрального НСА к оценке содержания примерно одинакова, и для  $^{235}\text{U}$  не превышает 4,5%, а для  $^{239}\text{Pu}$  – 3%. При этом оперативность вариантов будет отличаться в  $n$  раз ( $n$  – отношение пропускания ОТВС к пропусканию эталона и ОВТС). При использовании эталонов, представленных в табл. 3 и 4, оперативность методики снизится примерно в шесть–восемь раз.

При реализации измерения среднего полного пропускания во временных окнах чувствительность методики к оценке содержания  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  немного хуже и не превышает 7% для  $^{235}\text{U}$  и 5% для  $^{239}\text{Pu}$ . Преимуществом данного варианта интегрального НСА является более короткое время набора необходимого числа отсчетов, поскольку эффективность регистрации гелиевого счетчика в сотни раз выше эффективности камеры деления.

### **ВЛИЯНИЕ ВРЕМЕНИ ВЫДЕРЖКИ НА ЗНАЧЕНИЕ СРЕДНЕГО ПРОПУСКАНИЯ**

Помимо рассмотрения вариантов интегрального НСА была проведена оценка влияния времени выдержки ОТВС на значение среднего пропускания. С течением времени содержание некоторых изотопов в ОТВС изменяется. Особый интерес представляют те изотопы, резонансы полного сечения которых перекрываются с резонансами интересующих изотопов. К таким изотопам относятся  $^{241}\text{Pu}$  (период полураспада 14 лет) и  $^{241}\text{Am}$  (продукт распада  $^{241}\text{Pu}$ ).

Таблица 5  
**Зависимость пропускания ОТВС по делению  $^{235}\text{U}$  от времени выдержки**

Выгорание, МВт·сут/кг	Содержание $^{235}\text{U}$ в ОТВС, я/барн	Выдержка, лет				
		0	3	5	10	25
10	70,1	0,0624	0,0624	0,0624	0,0624	0,0623
20	50,9	0,0646	0,0646	0,0645	0,0645	0,0645
30	37,1	0,0687	0,0687	0,0687	0,0687	0,0688
40	26,1	0,0743	0,0743	0,0744	0,0744	0,0747
50	17,6	0,0812	0,0813	0,0813	0,0815	0,0820

Проведенные расчеты показывают (табл. 5, 6), что изменение изотопного состава со временем выдержки практически не оказывается на значении среднего пропускания при

оценке  $^{235}\text{U}$  и существенно влияет на среднее пропускание при оценке  $^{239}\text{Pu}$ .

Таблица 6  
**Зависимость пропускания ОТВС по делению  $^{239}\text{Pu}$  от времени выдержки**

Выгорание, МВт·сут/кг	Содержание $^{239}\text{Pu}$ в ОТВС, я/барн	Выдержка, лет				
		0	3	5	10	25
10	7	0,0946	0,0945	0,0944	0,0943	0,0942
20	10,5	0,0920	0,0917	0,0915	0,0911	0,0904
30	12,2	0,0919	0,0915	0,0911	0,0904	0,0892
40	12,8	0,093	0,0922	0,0917	0,0908	0,0892
50	12,8	0,0948	0,0938	0,0933	0,0921	0,0902

### ОЦЕНКА ВЫГОРАНИЯ ОТВС

Наиболее распространенный способ оценки выгорания – измерение активностей мониторов выгорания. Однако выгорание может быть оценено и с помощью интегрального НСА по содержанию осколков. Последнее измеряется по ослаблению потока нейтронов резонансами этих осколков. В области энергий 0,4–40 эВ резонансы имеются у пяти осколков деления ( $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{131}\text{Xe}$ ,  $^{133}\text{Cs}$ ,  $^{145}\text{Nd}$ ,  $^{152}\text{Sm}$ ). С ростом выгорания содержание данных осколков в ОТВС увеличивается, а значит, среднее пропускание будет уменьшаться. Чтобы минимизировать вклад посторонних изотопов, если источник нейтронов импульсный, предлагается использовать времязадержку спектрометрию с выделением временных окон, охватывающих резонансы осколков. Если же источник нейтронов непрерывный, то можно использовать детектор, аналогичный камере деления, но имеющий тонкий слой изотопа, содержание которого в исследуемом объекте требуется определить.

Следует отметить, что у  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{133}\text{Cs}$  и  $^{145}\text{Nd}$  преобладающим является сечение захвата, а у  $^{131}\text{Xe}$  и  $^{152}\text{Sm}$  – сечение рассеяния, поэтому для измерения пропускания необходимо использовать разные детекторы.

При измерении среднего полного пропускания по резонансам  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{133}\text{Cs}$  и  $^{145}\text{Nd}$  используются три временных окна, соответствующих резонансным энергиям 4,0–4,7, 5,2–6,2 и 41,3–43,6 эВ.

В результате проведенных расчетов была получена зависимость среднего полного пропускания во временных окнах от выгорания (табл. 7, рис. 5).

Таблица 7  
**Зависимость среднего полного пропускания во временных окнах, соответствующих резонансам  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{133}\text{Cs}$  и  $^{145}\text{Nd}$ , от выгорания**

Выгорание, МВт·сут/кг	Среднее полное пропускание во временных окнах	Методическая чувствительность, МВт·сут/кг/%T
0	0,1377	0,6
10	0,116	1,1
20	0,106	1,5
30	0,099	1,9
40	0,094	3,4
50	0,0913	3,8

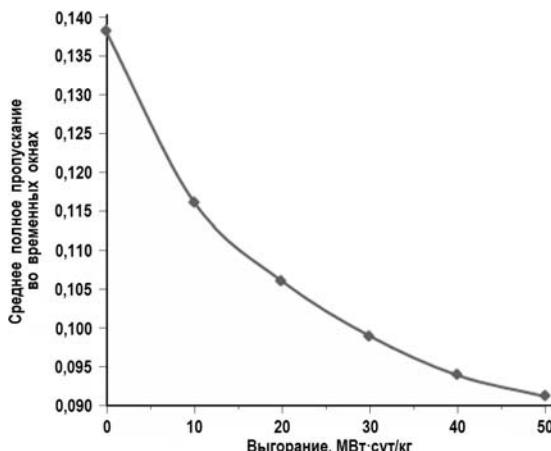


Рис. 5. Зависимость среднего полного пропускания OTBC во временных окнах, соответствующих резонансам  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{133}\text{Cs}$  и  $^{145}\text{Nd}$ , от выгорания

Чувствительность методики к оценке выгорания (изменение выгорания на процент измеренного пропускания) варьируется в пределах 0,6–3,8 МВт·сут/кг/% $T$ , ухудшаясь по мере увеличения выгорания.

При оценке выгорания по содержанию  $^{131}\text{Xe}$  и  $^{152}\text{Sm}$  выделяются два временных окна, соответствующих резонансным энергиям 7,2–9,0 и 13,0–16,0 эВ. Наблюдаемая зависимость очень похожа на ту, что была получена раньше, однако чувствительность методики хуже.

Чувствительность методики к оценке выгорания ухудшается по мере роста выгорания от 0,3 до 23 МВт·сут/кг/% $T$ .

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

НСА является одной из немногих неразрушающих методик, которые могут давать информацию о содержании интересующего изотопа в исследуемом объекте напрямую.

Из двух видов НСА OTBC наиболее простым оперативным и дешевым является интегральный НСА.

Диапазон применимости методики достаточно широк и позволяет проводить анализ OTBC энергетических реакторов.

Чувствительность методики к оценке содержания  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  в OTBC находится в пределах 3–7%, что позволяет иметь ожидаемую полную погрешность в пределах 5–10%.

На значение среднего пропускания OTBC влияет время выдержки и связанное с ним изменение изотопного состава. Наиболее сильно его влияние проявляется при оценке содержания  $^{239}\text{Pu}$ .

Присутствие в OTBC стабильных продуктов деления позволяет оценить ее выгорание. Среди двух представленных вариантов оценки выгорания (оценка по  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{133}\text{Cs}$ ,  $^{145}\text{Nd}$  и по  $^{131}\text{Xe}$ ,  $^{152}\text{Sm}$ ) набольшей чувствительностью обладает вариант оценки по резонансам  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{133}\text{Cs}$ ,  $^{145}\text{Nd}$ . При оценке выгорания требуется учитывать время выдержки.

## Литература

1. The Nuclear Safety Review 2013 // GC(57)/INF/3.IAEA, Austria, July 2013. Доступно на URL <http://www.iaea.org>
2. J.W.Behrens, R.G.Johnson and R.A.Schrack. Neutron transmission measurements to determine isotopic content of spent fuel. // Trans. Am. Nucl. Soc. 1983.V. 44. P. 204.
3. J.W.Behrens, R.G.Johnson and R.A.Schrack. Neutron resonance transmission analysis of reactor spent fuel samples. // Nucl. Technology. 1984. V. 67. P. 162.
4. R.A.Schrack. Uranium-235 measurement in waste material by resonance neutron radiography.

- // Nucl. Technology. 1984. V. 67. P. 326.
5. M.C.Moxon, J.B.Bricland, S.Croft and D.S.Bond. The measurement of B<sup>10</sup> content of enriched boron samples using time-of-flight technique. // Proc. of int. conf. nuclear data for science and technology.Julich, FRG. 1991.P.441.
6. Ishikawa, Tachikawa and Okubo. Non-destructive element analysis by neutron resonance absorbtion. // Trans. Am. Nucl. Soc.1988. V. A056 (SUPPL.3).P. 31.
7. J.C. Overley. NRTA determination of the organic compound compositions. // Int. j. appl. radiat. isot. 1985. V. 36. P. 185.
8. Sterbentz J. and Chichester D. Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA): A Nondestructive Assay Technique for the Next Generation Safeguards Initiative's Plutonium Assay Challenge // End-of-year report, Idaho National Laboratory, December 2010.
9. Sterbentz J. and Chichester D. Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA): Initial Studies of a Method for Assaying Plutonium in Spent Fuel // Preprint of 33-rd ESARDA Annual Meeting, Idaho National Laboratory, May 2011.
10. Sterbentz J. and Chichester D. Assessing the Feasibility of Using Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA) for Assaying Plutonium in Spent Fuel Assemblies// Preprint of INMM-2012 Annual Meeting, Idaho National Laboratory, July 2012.
11. Menlove H.O., Tesche C.D., Thorpe M.M. et al. A resonance self-indication technique for isotopic assay of fissile materials // Nuclear application. 1969. V. 6.PP. 401–408.
12. Keepin G.R., Menlove H.O. Application areas and results of nondestructive assay measurements // Safeguards technique. Proc. Symp. Karlsruhe, IAEA, Vienna. 1970. V. 2. P. 79.
13. Cheng Y.T., Garrett D.A. Resonance neutron radiography // Neutron Radiography. Proc. Conf. San Diego. 1983. P. 513.
14. Мицкевич А.В., Коровин Ю.А., Догов А.А. Разработка интегрального варианта нейтронного спектрального анализа для оценки содержания делящихся элементов в отработавших топливных сборках // Вестник НИЯУ МИФИ. 2014. Т. 3. №1. С. 91-96.
15. Аникин А.Ю., Герасимов Д.К., Курындина А.В., Соколов К.Ю., Строганов А.А. Верификация программного средства PSG2/SERPENT для расчета изотопного состава ОЯТ ВВЭР-1000 и ВВЭР-440./ «Материалы конференции. Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». ОКБ «Гидропресс», 28-31 мая, 2013.

Поступила в редакцию 19.01.2014 г.

#### Автор

Мицкевич Александр Валерьевич, аспирант,  
E-mail: Aleksandr\_M@tut.by

UDC 53.082.79

## DEVELOPMENT OF NEUTRON SPECTRUM ANALYSIS METHOD TO ASSESS THE CONTENT OF FISSILE ISOTOPES IN SFA

Mitskevich A.V.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Nuclear Research University  
«MEPhI». 1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

#### ABSTRACT

The paper presents the integrated neutron spectrum analysis as a potential method for estimating the contents of fissile isotopes in SFAs. Two method implementation variants are described: (1) measurement of SFA average transmission and (2) measurement of sample average transmission in the spectrum that has passed a SFA. The authors describe the dependences of SFA average transmission on its content of the required isotope obtained by means of two types of detectors: helium counter tube and fission chamber. Also, the authors propose a method to estimate SFA burn-up by means of the integrated NSA. In addition, SFA

residence time influence on transmission is estimated.

**Key words:** spent fuel, neutron spectrum analysis,  $^{235}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  content assessment, helium counter tube, fission chamber, transmission, fuel assembly, residence time.

#### REFERENCES

1. The Nuclear Safety Review 2013 // GC(57)/INF/3.IAEA, Austria, July 2013. Available at <http://www.iaea.org>
2. Behrens J.W., Johnson R.G., Schrack R.A. Neutron transmission measurements to determine isotopic content of spent fuel. Trans. Am. Nucl. Soc. 1983, v. 44, p. 204.
3. Behrens J.W., Johnson R.G., Schrack R.A. Neutron resonance transmission analysis of reactor spent fuel samples. Nucl. Technology. 1984, v. 67, p. 162.
4. Schrack R.A. Uranium-235 measurement in waste material by resonance neutron radiography. Nucl. Technology. 1984, v. 67, p. 326.
5. Moxon M.C., Bricland J.B., Croft S., Bond D.S. The measurement of  $\text{B}^{10}$  content of enriched boron samples using time-of-flight technique. Proc. of int. conf. nuclear data for science and technology. Julich, FRG. 1991, p. 441.
6. Ishikawa, Tachikava and Okhubo. Non-destructive element analysis by neutron resonance absorption. Trans. Am. Nucl. Soc. 1988, v. A056 (suppl. 3), p. 31.
7. Overley J.C. NRTA determination of the organic compound compositions. Int. J. Appl. Radiat. Isot. 1985, v. 36, p. 185.
8. Sterbentz J. and Chichester D. Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA): A Nondestructive Assay Technique for the Next Generation Safeguards Initiative's Plutonium Assay Challenge . End-of-year report, Idaho National Laboratory, December 2010.
9. Sterbentz J. and Chichester D. Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA): Initial Studies of a Method for Assaying Plutonium in Spent Fuel . Preprint of 33rd ESARDA Annual Meeting, Idaho National Laboratory, May 2011.
10. Sterbentz J. and Chichester D. Assessing the Feasibility of Using Neutron Resonance Transmission Analysis (NRTA) for Assaying Plutonium in Spent Fuel Assemblies. Preprint of INMM-2012 Annual Meeting, Idaho National Laboratory, July 2012.
11. Menlove H.O., Tesche C.D., Thorpe M.M. et al. A resonance self-indication technique for isotopic assay of fissile materials. Nuclear application. 1969, v. 6., pp. 401–408.
12. Keepin G.R., Menlove H.O. Application areas and results of nondestructive assay measurements. Safeguards technique. Proc. Symp. Karlsruhe, IAEA, Vienna. 1970, v. 2. p. 79.
13. Cheng Y.T., Garrett D.A. Resonance neutron radiography. Neutron Radiography. Proc. Conf. San Diego. 1983, p. 513.
14. Mitskevich A.V., Korovin Yu. A., Dogov A.A. Development of neutron spectrum analysis integrated variant for assessing the contents of fissile elements in spent fuel assemblies. Vestnik NRNU MEPhI. 2014, v. 3. no 1, pp. 91-96 (in Russian).
15. Anikin A.Y., Gerasimov D.K., Kuryndin A.V., Sokolov K.Y., Stroganov A.A. Verification of Software PSG2/SERPENT for calculation of isotopic content of SFA VVER-1000 and VVER-440. Conf. material. Ensuring the safety of nuclear power plants with VVER. OKB "GIDROPRESS". May 2013 (in Russian).

#### Author

Mitskevich Aleksandr Valer'evich, Postgraduate Student  
E-mail: Aleksandr\_M@tut.by

# БИБЛИОТЕКА ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ БНАБ-РФ ДЛЯ РАСЧЕТОВ РЕАКТОРОВ И ЗАЩИТЫ

**В.Н. Кощеев, Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля**

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

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



Дано описание новой библиотеки групповых констант БНАБ-РФ, предназначеннной для расчетов различных типов ядерных реакторов и радиационной защиты и полученной на основе файлов национальной библиотеки нейтронных данных РОСФОНД-2010. Описываются основные особенности БНАБ-РФ в сравнении с предыдущими версиями констант БНАБ, структура данных и содержание. БНАБ-РФ протестирана в расчетах множества бенчмарк-моделей экспериментов из международных справочников ICSBEP по критической безопасности и IRPhEP по реакторной физике. Приводится рекомендация для использования БНАБ-РФ в научных организациях с целью ее дальнейшего тестирования.

**Ключевые слова:** библиотека оцененных нейтронных данных, РОСФОНД, верификация, бенчмарк-эксперименты, международные справочники, ICSBEP, IRPhEP.

## ВВЕДЕНИЕ

Ядерные данные о взаимодействии нейтронов и фотонов с веществом в форме групповых констант широко используются при расчетах ядерных реакторов и их радиационной защиты, при оценке ядерной и радиационной безопасности оборудования АЭС и внеакторной части топливного цикла.

Истоки константного обеспечения в нашей стране были заложены в конце 1950-х – начале 1960-х гг. прошлого столетия, когда для расчетов ЯЭУ, в частности, критического стенда БР-1, экспериментальных реакторов БР-2 и БР-5, на первых электронных вычислительных машинах потребовалась наборы ядерных констант [1 – 3]. Объем информации о сечениях взаимодействия быстрых нейтронов с ядрами в те годы был небольшим. Однако ядерных данных уже было достаточно для того, чтобы показать возможность расширенного воспроизведения ядерного топлива в реакторах на быстрых нейтронах.

В 1964 г. под руководством Бондаренко И.И. была создана первая версия системы групповых констант БНАБ для расчетов реакторов на быстрых нейтронах [4], которая существует и используется в практических расчетах уже более полувека. Она получила свое название по первым буквам фамилий авторов: Бондаренко И.И., Николаев М.Н., Абагян Л.П., Базазянц Н.О. Качественная новизна библиотеки констант БНАБ по отношению к своим аналогам [1 – 3] выражалась в учете эффектов резонансной самоэкранировки сечений в области как разрешенных, так и неразрешенных резонансов. Было увеличено число нуклидов, для которых в системе БНАБ-64 были приведены ядерные константы.

В 1980 г. версия констант БНАБ-78 [5] вместе с системой подготовки АРАМАКО [6]

© В.Н. Кощеев, Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля, 2014

были рекомендованы в качестве стандарта для расчетов быстрых реакторов. Принципиальными отличиями констант второго поколения БНАБ-78 от БНАБ-64 явились

- расширение рассматриваемой области энергий до 20 МэВ;
- включение данных об образовании  $\gamma$ -квантов в нейтронных реакциях и 15-групповых констант для расчета их распространения в средах;
- включение матриц погрешностей групповых констант основных реакторных материалов и коэффициентов корреляции между ними;
- включение принципиально нового метода учета резонансной самоэкранировки сечений – метода подгрупп [7].

В 1990-х гг. в практику расчетов была внедрена система констант третьего поколения БНАБ-93 [8], которая вместе с программой подготовки CONSYST [9] была верифицирована и рекомендована ГССД в 1995 г. в качестве стандартных справочных данных. Формат представления констант в БНАБ-93 был изменен, а список нуклидов и содержание данных существенно расширены. В библиотеку констант были включены ранее отсутствовавшие данные по выходам продуктов деления, дозовые факторы и др. В результате область применимости констант БНАБ-93 была расширена, и стала использоваться для расчетов нуклидного состава облученного топлива и оценки радиационной обстановки при работе со свежим и отработавшим топливом.

В процессе верификации и валидации библиотеки констант БНАБ-93 были выявлены ее «слабые места». В частности, погрешности расчета критичности влажных порошков делящихся материалов оказались весьма чувствительными к нейтронным сечениям вблизи верхней границы области разрешенных резонансов и в области не-разрешенных резонансов, а также к эффектам резонансной самоэкранировки сечений. Было выявлено существенное влияние формы спектра нейтронов деления; в системе БНАБ-93 форма определялась на основе эмпирической зависимости от среднего числа нейтронов деления.

В это же время в научных лабораториях в разных странах прошло завершение интенсивных работ по переоценке сечений и созданию современных библиотек оцененных нейтронных данных, отражающих самую современную экспериментальную информацию. К таким работам следует отнести создание библиотек ENDF/B-VII.1 в США, JEFF-3.1 в Европе, JENDL-4.0 в Японии, CENDL-3.1 в Китае, БРОНД-3 и РОСФОНД в России. Все это побуждало к созданию новой системы константного обеспечения БНАБ.

Создание в 2005 г. в России национальной библиотеки файлов нейтронных данных РОСФОНД послужило основным мотивом разработки системы групповых констант нового поколения – БНАБ-РФ для расчетов ядерных реакторов и радиационной защиты.

В новой библиотеке констант содержатся таблицы ядерных данных различного типа. Из них наиболее важными и сложными по структуре и алгоритмам использования являются нейтронные данные. Помимо нейтронных данных в библиотеке БНАБ-РФ содержатся также данные об образовании и взаимодействии фотонов с веществом, которые взяты из библиотеки EPDL-97. Нейтронные данные, содержащиеся в современной версии библиотеки БНАБ-РФ, основываются на новейших оцененных нейтронных данных библиотеки РОСФОНД версии 2010 г. [10].

## **СТРУКТУРА И СОДЕРЖАНИЕ БИБЛИОТЕКИ БНАБ-РФ**

В настоящее время библиотека групповых констант БНАБ-РФ содержит данные для практических всех химических элементов, долгоживущих актинидов, наиболее важных продуктов деления и многих изотопов, которые могут быть непосредственно использованы в реакторной индустрии в разделенной форме (например,  $^{10}\text{B}$ ,  $^{6}\text{Li}$ ,  $^{15}\text{N}$  и др.) или

в составе выгорающих поглотителей (например, изотопы гадолиния или европия). Для конструкционных материалов нейтронные данные приводятся не только для природной смеси, но и для отдельных стабильных изотопов.

Для всех материалов в библиотеке содержатся 299-групповые нейтронные константы в интервале энергий от  $10^{-5}$  эВ до 20 МэВ и 127-групповые константы взаимодействия фотонов в интервале энергий от 50 эВ до 20 МэВ (границы групп совпадают с принятыми в библиотеке БНАБ-93). Резонансная структура сечений учитывается с помощью факторов резонансной самоэкранировки сечений Бондаренко при шести опорных значениях температур: 300, 550, 900, 1400, 2100 и 3000 К. Число сечений разбавления изотопа в среде  $\sigma_0$ , при которых приводятся факторы резонансной самоэкранировки, равно 26 – от 0 до  $10^7$  барн.

Как и в предыдущей версии констант БНАБ-93, резонансная самоэкранировка сечений, где она учитывается с помощью факторов Бондаренко, рассчитана в приближении узкого резонанса (NR-приближение), за исключением изотопа U-238. Для него, наряду с традиционным представлением, резонансная самоэкранировка сечений представлена с помощью факторов самоэкранировки сечений, рассчитанных в приближении промежуточного резонанса (гомогенная смесь урана и водорода). Такое приближение применяется в области энергий до 215.44 эВ, а выше используется традиционное NR-приближение. Имя такого специального изотопа – U38h.

Помимо факторов самоэкранировки сечений в библиотеках БНАБ-РФ содержатся подгрупповые параметры, полученные на основе имеющихся наборов факторов самоэкранировки. Матрицы угловых моментов межгрупповых переходов при неупругом рассеянии приводятся для двух моментов, а при упругом рассеянии – для пяти моментов.

Каждому типу данных присвоен идентификатор таблицы MF. Например, для настоящей версии библиотеки констант параметр MF определяет следующие типы данных, сгруппированных с учетом их характеристик:

MF=0 – библиотека в целом;

MF=301 – основные групповые константы;

MF=302, 502 – неупругое рассеяние нейтронов;

MF=303 – упругое рассеяние нейтронов;

MF=304 – резонансная структура сечений в виде факторов блокировки Бондаренко в зависимости от температуры;

MF=306 – резонансная структура сечений в виде подгрупповых параметров;

MF=307 – термализация нейтронов в области тепловых энергий;

MF=308 – энерговыделение при взаимодействии нейтрона с ядром;

MF=309 – возможные типы реакций для нуклида;

MF=310 – образование фотонов в нейтронных реакциях;

MF=314 – выходы продуктов деления;

MF=315 – запаздывающие нейтроны при делении;

MF=518 – спектры нейтронов при делении;

MF=111 – основные сечения взаимодействия фотонов;

MF=112 – угловое распределение когерентного рассеяния фотонов с помощью представления пятью угловыми моментами;

MF=113 – угловое распределение когерентного рассеяния фотонов с помощью дискретного представления;

MF=121 – комптоновское рассеяние на электронных оболочках атомов с помощью пяти моментов;

MF=122 – комптоновское рассеяние на электронных оболочках атомов с помощью дискретного представления;

MF=81 – ковариационные данные для расчета погрешностей нейтронных полей;

MF=90 – 95 – данные по радиоактивному распаду всех нестабильных изотопов элемента, которые могут образовываться в результате цепочки нейтронных реакций.

Дальнейшая идентификация данных определяется с помощью дополнительного параметра МТ.

В таблице 1 представлено содержание основных нейтронных констант библиотеки БНАБ-РФ. Первая колонка содержит порядковый номер данных, вторая – зарядовое число  $Z$ , в третьей колонке приводятся имена нуклидов, использующихся в библиотеке.

Таблица 1

**Список нуклидов библиотеки БНАБ-РФ**

№ п/п	Z	Имя нуклида в библиотеке
1	1	H, H1, H2, H3
2	2	He3, He
3	3	Li6, Li7
4	4	Be
5	5	B, B10, B11
6	6	C
7	7	N, N15
8	8	O, O17, O18
9	9	F
10	11	Na22, Na
11	12	Mg, Mg24, Mg25, Mg26
12	13	Al
13	14	Si, Si28, Si29, Si30
14	15	P
15	16	S, S32, S33, S34, S36
16	17	Cl, Cl35, Cl37
17	18	Ar, Ar36, Ar38, Ar40
18	19	K, K39, K40, K41
19	20	Ca, Ca40, Ca42, Ca43, Ca44, Ca46, Ca48
20	21	Sc
21	22	Ti, Ti46, Ti47, Ti48, Ti49, Ti50
22	23	V, V51
23	24	Cr, Cr50, Cr52, Cr53, Cr54
24	25	Mn
25	26	Fe, Fe54, Fe56, Fe57, Fe58
26	27	Co
27	28	Ni, Ni58, Ni60, Ni61, Ni62, Ni64
28	29	Cu, Cu63, Cu65
29	30	Zn
30	31	Ga, Ga69, Ga71
31	32	Ge, Ge70, Ge72, Ge73, Ge74, Ge76

Таблица 1  
(продолжение)

№ п/п	Z	Имя нуклида в библиотеке
32	33	As
33	34	Se, Se74, Se76, Se77, Se78, Se79, Se80, Se82
34	35	Br, Br79, Br81
35	36	Kr, Kr78, Kr80, Kr82, Kr83, Kr84, Kr85, Kr86
36	37	Rb, Rb85, Rb86, Rb87
37	38	Sr, Sr84, Sr86, Sr87, Sr88, Sr89, Sr90
38	39	Y, Y90, Y91
39	40	Zr, Zr90, Zr91, Zr92, Zr93, Zr94, Zr95, Zr96
40	41	Nb, Nb95
41	42	Mo, Mo92, Mo94, Mo95, Mo96, Mo97, Mo98, Mo00
42	43	Tc99
43	44	Ru, Ru96, Ru98, Ru99, Ru00, Ru01, Ru02, Ru03, Ru04, Ru06
44	45	Rh, Rh05
45	46	Pd, Pd02, Pd04, Pd05, Pd06, Pd07, Pd08, Pd10
46	47	Ag, Ag07, Ag09, Ag11
47	48	Cd, Cd06, Cd08, Cd10, Cd11, Cd12, Cd13, Cd14, Cd16
48	49	In, In13, In15
49	50	Sn, Sn12, Sn14, Sn15, Sn16, Sn17, Sn18, Sn19, Sn20, Sn22, Sn23, Sn24, Sn25, Sn26
50	51	Sb, Sb21, Sb23, Sb24, Sb25, Sb26
51	52	Te, Te20, Te22, Te23, Te24, Te25, Te26, Te28, Te30, Te32
52	53	I, I129, I131
53	54	Xe, Xe24, Xe26, Xe28, Xe29, Xe30, Xe31, Xe32, Xe33, Xe34, Xe35, Xe36
54	55	Cs, Cs34, Cs35, Cs36, Cs37
55	56	Ba, Ba30, Ba32, Ba34, Ba35, Ba36, Ba37, Ba38, Ba40
56	57	La, La40
57	58	Ce, Ce36, Ce38, Ce40, Ce41, Ce42, Ce43, Ce44
58	59	Pr, Pr43
59	60	Nd, Nd42, Nd43, Nd44, Nd45, Nd46, Nd47, Nd48, Nd50
60	61	Pm47, Pm48, Pm49
61	62	Sm, Sm44, Sm47, Sm48, Sm49, Sm50, Sm51, Sm52, Sm53, Sm54
62	63	Eu, Eu51, Eu53, Eu54, Eu55, Eu56
63	64	Gd, Gd52, Gd54, Gd55, Gd56, Gd57, Gd58, Gd60
64	65	Tb, Tb60
65	66	Dy, Dy56, Dy58, Dy60, Dy61, Dy62, Dy63, Dy64
66	67	Ho
67	68	Er, Er62, Er64, Er66, Er67, Er68, Er70
68	71	Lu, Lu75, Lu76

Таблица 1  
(окончание)

№ п/п	Z	Имя нуклида в библиотеке
69	72	Hf, Hf74, Hf76, Hf77, Hf78, Hf79, Hf80
70	73	Ta
71	74	W, W180, W182, W183, W184, W186
72	75	Re, Re85, Re87
73	76	Os
74	77	Ir, Ir91, Ir93
75	78	Pt
76	79	Au
77	80	Hg, Hg96, Hg98, Hg99, Hg00, Hg01, Hg02, Hg04
78	81	Tl
79	82	Pb, Pb04, Pn06, Pb07, Pb08
80	83	Bi
81	90	Th27, Th28, Th29, Th30, Th32, Th34
82	91	Pa31, Pa32, Pa33
83	92	U232, U233, U234, U235, U236, U237, U238
84	93	Np35, Np36, Np37, Np38, Np39
85	94	Pu36, Pu37, Pu38, Pu39, Pu40, Pu41, Pu42, Pu43, Pu44, Pu46
86	95	Am41, Am42, Am2m, Am43, Am44
87	96	Cm40, Cm41, Cm42, Cm43, Cm44, Cm45, Cm46, Cm47, Cm48, Cm49, Cm50
88	97	Bk47, Bk49, Bk50
89	98	Cf49, Cf50, Cf51, Cf52, Cf53
90	99	Es53, Es54, Es55

В новой версии библиотеки констант БНАБ-РФ добавлены новые нейтронные данные для суммарного (псевдо) осколка деления. Суммарный осколок деления представлен с помощью «легкого» и «тяжелого» осколков деления для того, чтобы более корректно описать рассеяние. «Легкий» осколок представляет собой результат суммирования нуклидов в области атомных масс  $75 \leq A \leq 118$ , «тяжелый» – в области атомных масс  $A \geq 119$ . Помимо «легкого» и «тяжелого» осколков в библиотеке содержатся нейтронные данные для традиционного суммарного осколка деления, рассчитываемого на основе нейтронных данных из списка основных нуклидов – осколков деления, определяющих сечение захвата с точностью более 99%. Полное учитываемое число осколков деления равно 162. В библиотеке содержатся нейтронные данные для суммарного осколка при делении основных топливных нуклидов  $U^{235}$ ,  $U^{238}$  и  $Pu^{239}$ .

В библиотеке констант БНАБ-РФ, в отличие от БНАБ-93, данные по запаздывающим нейtronам представлены в 8-групповом виде. Энергетический спектр запаздывающих нейтронов принят единым для всех делящихся ядер (приведен в таблице MF=0, MT=515).

В современной версии библиотеки БНАБ-РФ сохранены данные для некоторых специальных материалов из предыдущей версии библиотеки констант БНАБ-93: SCAT, D-SC, CAPT и GEL.

Ковариационные данные, необходимые для расчета погрешностей нейтронных полей,

имеют характер экспертной оценки и представлены в 30-групповом виде согласно групповой номенклатуре международного справочника критических экспериментов ICSBEP [11].

В основу библиотеки распадных данных приняты данные из БНАБ-93, откорректированные согласно работе [12].

Библиотека групповых констант БНАБ-РФ протестирана в расчетах ряда бенчмарк-моделей из международного справочника критических экспериментов ICSBEP и реакторных экспериментов IRPhEP [13]. Результаты тестирования опубликованы и доложены на конференциях [14–18].

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Создана версия библиотеки групповых констант БНАБ-РФ нового поколения. В ее основе лежат новейшие оцененные нейтронные данные из российской библиотеки РОСФОНД версии 2010 г.

Библиотека групповых констант БНАБ-РФ предназначена для использования в расчетах различных типов ядерных реакторов и радиационной защиты, оценки ядерной и радиационной безопасности оборудования АЭС и внеакторной части топливного цикла.

БНАБ-РФ протестирана в расчетах множества бенчмарк-моделей экспериментов из международных справочников ICSBEP и IRPhEP. Работы по тестированию БНАБ-РФ в настоящее время продолжаются.

Рекомендуется использование библиотеки БНАБ-РФ в научных организациях для ее дальнейшего тестирования.

## Литература

1. Марчук Г.И. Численные методы расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1958.
2. Гордеев И.В., Кардашов Д.А., Малышев А.В. Справочник по ядерно-физическим константам для расчета реакторов. – М.: Атомиздат, 1960.
3. Марчук Г.И. Методы расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1961.
4. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1964.
5. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. Справочник. – М.: Энергоиздат, 1981.
6. Хохлов В.Ф., Савоськин М.М., Николаев М.Н. Комплекс программ АРАМАКО для расчета групповых макро- и блокированных микросечений на основе 26-групповой системы констант в подгрупповом представлении. // Ядерные константы. – 1972. – Вып. 8. Ч. 3. – С. 3.
7. Николаев М.Н., Хохлов В.Ф. Система подгрупповых констант. // Бюллетень информационного центра по ядерным данным. – 1967. Вып. 4. – С. 420.
8. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений. // Вопросы атомной науки и техники: Сер. Ядерные константы. – 1996. – Вып. 1. – С. 59.
9. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения: Препринт ФЭИ-2828. Обнинск. 2000.
10. Библиотека оцененных нейтронных данных РОСФОНД. Версия 2010, доступна на сайте <http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/rosfond.php>
11. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2011 Edition).
12. Jagdish K. Tuli. Nuclear Wallet Cards, version 2011, [www.nndc.bnl.gov](http://www.nndc.bnl.gov).
13. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments. NEA/NSC/DOC(2006)1 (March 2012 Edition).
14. Андрианова О.Н., Кощеев В.Н., Ломаков Г.Б., Мантуров Г.Н., Якунин А.А. Результаты верификации комплекса CONSYST с константами на базе файлов РОСФОНД-2010. // Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики «Нейтроника». – 2012. – Т. 1. – С. 295.
15. Николаев М.Н., Цибуля А.М., Мантуров Г.Н., Кощеев В.Н., Семенов М.Ю., Рожихин Е.В., Голубев В.И., Матвеенко И.П., Дулин В.А. Использование результатов экспериментов на крит-

стендах БР-1, КОБРА и БФС для обоснования системы констант БНАБ / Международная конференция «БФС-2012». – Россия, г. Обнинск, 28 февраля – 1 марта, 2012 г.

16. Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Верификация нейтронных данных основных реакторных материалов библиотеки файлов РОСФОНД в интегральных экспериментах / Международная конференция WONDER-2012. – Франция, г. Экс-ан-Прованс, 25-28 сентября 2012 г.

17. Грабежной В.А., Кощеев В.Н., Ломаков Г.Б., Мантуров Г.Н. Верификация БНАБ-РФ-2010 в расчетах защитных бенчмарк-моделей / Международная конференция по радиационной защите «ICRS-12 & RPSD-2012». – г. Нара, Япония, 2-7 сентября 2012 г.

18. Головко Ю.Е., Кощеев В.Н., Ломаков Г.Б., Мантуров Г.Н., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю., Цибуля А.М., Якунин А.А. Верификация современной версии констант БНАБ и программы подготовки CONSYST в расчетах критичности / Международная конференция по ядерным данным «ND2013». – г. Нью-Йорк, США, 4–8 марта 2013 г.

Поступила в редакцию 08.07.2013 г.

### Авторы

Кощеев Владимир Николаевич, ведущий научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук  
E-mail: koscheev@ippe.ru

Мантуров Геннадий Николаевич, зав. лабораторией, кандидат физ.-мат. наук  
E-mail: mant@ippe.ru

Николаев Марк Николаевич, главный научный сотрудник, доктор физ.-мат. наук  
E-mail: mnikolaev@ippe.ru

Цибуля Анатолий Макарович, советник директора, кандидат физ.-мат. наук  
E-mail: tsib@ippe.ru

UDC 621.039.51.17

## ABBN-RF GROUP CONSTANTS LIBRARY FOR NUCLEAR REACTOR AND SHIELDING CALCULATIONS

Koscheev V.N., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M.

State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

The paper presents a description of a new ABBN-RF group constants library intended for calculations of different types of nuclear reactors and radiation shielding.

The ABBN-RF library was constructed based on the national RUSFOND neutron data file library (version 2010). The paper describes the main features of the ABBN library compared to the previous version, the data structure and data contents of the new ABBN-RF group constants library.

The new ABBN-RF group data library was tested in benchmark experiments from the ICSBEP Handbook on criticality safety and the IRPhEP Handbook on reactor physics.

It is advisable that the ABBN-RF library should be used by research organizations with the purpose of its further testing.

**Key words:** evaluated neutron data library, RUSFOND, verification, benchmark experiments, international handbooks, ICSBEP, IRPhEP.

### REFERENCES

1. Marchuk G.I. *Chislennye metody rascheta yadernykh reaktorov*. [Numerical methods for nuclear reactor calculation]. Moscow, Atomizdat Publ. 1958 (in Russian).
2. Gordeev I.V., Kardashov D.A., Malyshev A.V. *Spravochnik po yaderno-fizicheskim konstantam dlya rascheta reaktorov*. [Nuclear-physic constant handbook for reactor calculation]. Moscow, Atomizdat Publ. 1960.
3. Marchuk G.I. *Metody rascheta yadernykh reaktorov*. [The methods for nuclear reactor calculation]. Moscow, Atomizdat Publ. 1961.

4. Abagyan L.P., Bazazyants N.O., Bondarenko I.I., Nikolaev M.N. *Gruppovye konstanty dlya rascheta yadernyh reaktorov*. [The group constant set for reactor calculation]. Moscow, Atomizdat Publ. 1964.
5. Abagyan L.P., Bazazyants N.O., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. *Gruppovye konstanty dlya rascheta reaktorov i zaschity*. [The group constant set for reactor and shielding calculation]. Manual. Moscow, Energoizdat Publ. 1981.
6. Hohlov V.N., Savoskin M.M., Nikolaev M.N. Kompleks program ARAMAKO dlya rascheta gruppovyh makro- i blokirovannyh mikrosechenij na osnove 26-gruppovoj sistemy konstant v podgruppovom predstavlenii. [The program code ARAMACO for group macro- and selfshielding micro-cross section calculations on base of the 26-group subgroup constant system]. *Yadernye konstanty*. 1972, v. 8 (3), p.3.
7. Nikolaev M.N., Hohlov V.N. Sistema podgruppovyh konstant. [The subgroup constant system]. *Byulleten' Informatsionnogo centra po yadernym dannym*. 1967, v. 4, p. 420.
8. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Sistema gruppovyyh konstant BNAB-93. Chast' 1: Jadernye konstanty dlja rascheta nejtronnyh i fotonnyh polej izluchenij [BNAB-93 group data library. Part 1: Nuclear data for calculation of neutron and photon radiation fields]. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Jadernye konstanty*. 1996, v. 1, p.59.
9. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. *Programma podgotovki konstant CONSYST. Opisanie primenenija*: Preprint GNC RF-FEI-2828. [CONSYST code for neutron constants preparation. Scope statement: IPPEPreprint-2828]. Obrinsk, FEI Publ., 2000 (in Russian).
10. Biblioteka ocenennyh nejtronnyh dannyh ROSFOND, versiya 2010. [ROSFOND: the evaluation neutron data library, 2010 version], Available at:  
<http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/rosfond.php>.
11. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. OECD - Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2011 Edition).
12. Jagdish K. Tuli. Nuclear Wallet Cards, version 2011, Available at: <http://www.nndc.bnl.gov>.
13. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments. OECD - Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(2006)1 (March 2012 Edition).
14. Andrianova O.N., Koscheev V.N., Lomakov G.B., Manturov G.N., Yakunin A.A. The verification results of CONSYST code with constant library on base of ROSFOND-2010. *Nejtrono-fizicheskie problemy atomnoj energetiki «NEJTRONIKA»*. 2012, v. 1, p. 295 (in Russian).
15. Nikolaev M.N., Tsibulya A.M., Manturov G.N., Koscheev V.N., Semenov M.Yu., Rozhikhin E.V., Golubev V.I., Matveenko I.P., Dulin V.A. Using the results of experiments on critical stands BR-1, COBRA and BFS to justify the system ABBN, 2012, *In proc. Int. conference «BFS-2012»*, Obrinsk, 28 february - 1 march 2012 (in Russian).
16. Koscheev V., Manturov G., Nikolaev M., Tsiboulya A. Verification of Neutron Data for Main Reactor Materials from RUSFOND Library based on Integral Experiments. The 3-rd International Conference on Nuclear Data Evaluation for Reactor applications «WONDER-2012», Aix-en-Provence, France, EPJ, v. 42, 07006, 2013.
17. Grabezhnoy V., Koscheev V., Lomakov G., Manturov G. Verification of the ABBN-RF2010 constants in calculations of shielding benchmarks. Proc. of Intern. Conf. on Radiation Shielding «ICRS-12 & RPSD-2012». Nara, Japan, September 2-7, 2012.
18. Golovko Yu., Koscheev V., Lomakov G., Manturov G., Rozhikhin E., Tsiboulya A., Yakunin A. Verification of current version of ABBN constants and CONSYST code in calculation of criticality benchmarks. International Conference on Nuclear Data for Science and Technology «ND2013», New-York, USA, March 4-8, 2013.

### Authors

Koscheev Vladimir Nikolaevich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

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

Manturov Gennady Nikolaevich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

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

Nikolaev Mark Nikolaevich, Chief Researcher, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

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

Tsiboulya Anatoly Makarovich, Director Adviser, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

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

# СТОХАСТИЧЕСКАЯ ТЕОРИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НУЛЕВОЙ МОЩНОСТИ ЧАСТЬ 3. СТОХАСТИЧЕСКИЕ ДИФФЕРЕНЦИАЛЬНЫЕ УРАВНЕНИЯ ТОЧЕЧНОЙ КИНЕТИКИ РЕАКТОРА. СЛАБЫЙ ПОСТОРОННИЙ ИСТОЧНИК НЕЙТРОНОВ. АНАЛИЗ МОДЕЛИ ЭКВИВАЛЕНТНОГО ШУМА РЕАКТИВНОСТИ

**Ю.В. Волков**

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.  
249033, Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1*



Получены стохастические дифференциальные уравнения точечной кинетики ядерного реактора из условия, что дискретный ветвящийся процесс и его непрерывный аналог должны иметь совпадающие моменты распределения до второго порядка, включительно. Уточнено понятие слабого постороннего источника нейтронов. Проведен сравнительный анализ модели Коэна с моделью шумов реактивности, введенной по аналогии с дробовым эффектом.

**Ключевые слова:** стохастические дифференциальные уравнения, моменты распределения, модель, ядерный реактор нулевой мощности, характеристическая функция, распределение, белый шум.

## ВЫВОД СТОХАСТИЧЕСКИХ ДИФФЕРЕНЦИАЛЬНЫХ УРАВНЕНИЙ ТОЧЕЧНОЙ КИНЕТИКИ РЕАКТОРА

В работе [1] получено уравнение (8') для характеристической функции  $F(t, z_1, z_2)$  распределения  $P_{\alpha_1, \alpha_2}(t)$  числа  $\alpha_1$  частиц типа  $T_1$  и числа  $\alpha_2$  частиц типа  $T_2$  в момент времени  $t$ , если при  $t = 0$  частиц этих двух типов не было. Очевидно, что кроме точного решения  $F$  уравнения (8') можно получать и приближенные –  $\tilde{F}$ , представляя коэффициенты при  $F, \partial F / \partial z_1, \partial F / \partial z_2$  в уравнении соответствующими приближенными выражениями. Например, можно разложить эти коэффициенты в ряд Тейлора по степеням  $z_1$  и  $z_2$  и, оставляя нужное число слагаемых в этих рядах (скажем,  $n$ ), получать приближенные решения  $\tilde{F}_n$  для  $F(t, z_1, z_2)$ . Индекс  $n$ , как будет видно из дальнейшего изложения, не только обозначает степень приближения, но и определяет максимальный порядок точно совпадающих начальных моментов распределения  $P_{\alpha_1, \alpha_2}(t)$ , получаемых из точного  $F$  и приближенного  $\tilde{F}_n$  решений уравнения (8').

Из уравнения (8') нетрудно убедиться, что, например, для  $\tilde{F}_2(t, z_1, z_2)$  справедливо уравнение

$$\begin{aligned} \frac{\partial \tilde{F}_2}{\partial t} + \frac{\partial \tilde{F}_2}{\partial z_1} \left\{ jz_1 z_2 \frac{k\beta}{L} \left[ 1 - \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v} (1-\beta) \right] - z_1 \frac{k(1-\beta)-1}{L} - z_2 \frac{k\beta}{L} - \right. \\ \left. - \frac{jz_1^2}{2L} \left[ 1 + k(1-\beta) \left( \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v} (1-\beta) - 1 \right) \right] - jz_2^2 \frac{k\beta}{2L} \left[ \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v} \beta + 1 \right] \right\} + \\ + \lambda \frac{\partial \tilde{F}_2}{\partial z_2} \left( jz_1 z_2 - z_1 + z_2 - \frac{1}{2} jz_1^2 - \frac{1}{2} jz_2^2 \right) + S \tilde{F}_2 \left( \frac{1}{2} z_1^2 - jz_1 \right) = 0 \end{aligned} \quad (1)$$

с краевыми условиями

$$\tilde{F}_2(0, z_1, z_2) = \tilde{F}_2(t, 0, 0) = 1, \quad (2)$$

аналогичными условиям (9 в [1]).

Полученное уравнение для  $\tilde{F}_2(t, z_1, z_2)$  есть уравнение в частных производных первого порядка с коэффициентами, содержащими степени  $z_1$  и  $z_2$ , не превосходящие 2. Следовательно, согласно работе [2], оно вместе с условиями (2) является уравнением для характеристической функции двумерного диффузационного процесса  $y(t) = \{y_1(t), y_2(t)\}$ , траектории которого описываются стохастическими дифференциальными уравнениями

$$\begin{aligned} \frac{dy_1}{dt} &= \frac{k(1-\beta)-1}{L} y_1 + \lambda y_2 + S + g_{11}(y) \xi_1(t) + g_{12}(y) \xi_2(t), \\ \frac{dy_2}{dt} &= \frac{k\beta}{L} y_1 - \lambda y_2 + g_{21}(y) \xi_1(t) + g_{22}(y) \xi_2(t), \end{aligned} \quad (3)$$

где  $\xi_1(t)$ ,  $\xi_2(t)$  – стандартные гауссовские независимые «белые» шумы;  $g_{ij}$  – решения матричного уравнения

$$GG^T = \mathbf{B}, \quad (4)$$

где  $\mathbf{B}$  – матрица с элементами

$$\begin{aligned} b_{11} &= S + \frac{1}{L} \left\{ 1 + k(1-\beta) \left[ \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v} (1-\beta) - 1 \right] \right\} y_1 + \lambda y_2, \\ b_{12} &= b_{21} = \frac{k\beta}{L} \left[ \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v} (1-\beta) - 1 \right] y_1 - \lambda y_2, \\ b_{22} &= \frac{k\beta}{L} \left[ \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v} \beta + 1 \right] y_1 + \lambda y_2. \end{aligned}$$

Можно записать обобщение на  $m$  групп запаздывающих нейтронов для векторного непрерывного случайного процесса  $y(t) = \{y_1(t), \dots, y_{m+1}(t)\}$ :

$$\begin{aligned} \frac{dy_1}{dt} &= \frac{k(1-\beta)-1}{L} y_1 + \sum_{i=2}^{m+1} \lambda_i y_i + S + \sum_{i=1}^{m+1} g_{1i}(y) \xi_i(t), \\ \frac{dy_i}{dt} &= \frac{k\beta_i}{L} y_i - \lambda_i y_i + \sum_{j=1}^{m+1} g_{ij}(y) \xi_j(t), \quad i = \overline{2, m+1}, \end{aligned} \quad (3')$$

где  $g_{ij}$  – элементы решения матричного уравнения (4) с элементами матрицы  $(m+1)$ -го порядка  $\mathbf{B}$  следующего вида:

$$\begin{aligned} b_{11} &= S + \frac{1}{L} \left\{ 1 + k(1-\beta) \left[ \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v} (1-\beta) - 1 \right] \right\} y_1 + \sum_{i=2}^{m+1} \lambda_i y_i, \\ b_{1p} &= b_{p1} = \frac{k\beta_n}{L} \left[ \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v} (1-\beta) - 1 \right] y_1 - \lambda_p y_p, \quad p = \overline{2, m+1}, \\ b_{p,l} &= \frac{k\beta_p \beta_l}{L} \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v} y_1, \quad p \neq l, \quad p, l = \overline{2, m+1}, \\ b_{pp} &= \frac{k\beta_p}{L} \left[ \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v} \beta_p + 1 \right] y_1 + \lambda_p y_p, \quad p = \overline{2, m+1}. \end{aligned}$$

Используем соотношение для начальных моментов  $i$ -го порядка  $M_{i-l,l}^{(n)}(t)$  распределения, задаваемого характеристической функцией  $\tilde{F}_n(t, z_1, z_2)$  [3]:

$$M_{i-l,l}^{(n)}(t) = (-1)^i \left. \frac{\partial^i \tilde{F}_n}{\partial z_1^{i-l} \partial z_2^l} \right|_{z_1=z_2=0}. \quad (5)$$

Ясно, что при  $n \rightarrow \infty$  моменты  $M_{i-l,l}^{(n)}(t)$  становятся моментами точного распределения  $P_{\alpha_1, \alpha_2}(t)$ , задаваемого характеристической функцией  $F(t, z_1, z_2)$ .

Записав из (8') уравнение для  $\tilde{F}_n(t, z_1, z_2)$ , дифференцируя его нужное число раз по  $z_1, z_2$ , и приравняв нулю коэффициенты при слагаемых с равными степенями  $z_1$  и  $z_2$ , можно получить систему уравнений для моментов  $M_{i-l,l}^{(n)}(t)$ :

$$\begin{aligned} \frac{dM_{j-l,l}^{(n)}}{dt} &= \frac{1-\pi}{L} \sum_{i=\chi}^j (-1)^{j-i} C_{j-l}^{j-i} M_{i+1-l,l}^{(n)} + \\ &+ \frac{\pi}{L} \sum_{k=0}^u \sum_{\substack{p=1 \\ \max(0, k-j+l)}}^{\min(k, j)} \sum_{i=\chi}^{j-k} (-1)^{j-k-i} C_l^p C_{j-l}^{i+k-l} C_{i+k-l}^{k-p} \gamma_{k-p, p} M_{i+p+1-l,l-p}^{(n)} + \\ &+ \lambda \sum_{i=0}^{u'} \sum_{k=\chi-l+1}^{j-l+1} (-1)^i C_l^i C_{j-l}^{k+i-l-1} M_{k+i-l-1,l+1-i}^{(n)} + \\ &+ S \sum_{i=\chi}^j C_{j-l}^{i-l} M_{i-l,l}^{(n)} - \frac{1}{L} M_{j+1-l,l}^{(n)} - \lambda M_{j-l,l+1}^{(n)} - S M_{j-l,l}^{(n)}, \end{aligned} \quad (6)$$

где  $\chi = \max(j-n, l)$ ,  $u = \min(n, j)$ ,  $u' = \min(n, l)$ ,  $g_{ij}$  – начальные моменты распределения  $Q_{\alpha_1, \alpha_2}$  чисел  $\alpha_1$  – мгновенных нейтронов и  $\alpha_2$  – предшественников запаздывающих нейтронов, рожденных в одном акте деления.

Из системы уравнений (6) видно: 1) система линейна; 2) все моменты  $M_{gg}^{(n)}(t)$  в правой ее части имеют порядок не выше  $j$ , т.е. она замкнута; 3) моменты  $M_{j-l,l}^{(n)}(t)$ , полученные из приближенного решения  $\tilde{F}_n(t, z_1, z_2)$  и моменты  $M_{j-l,l}^{(n)}(t)$ , определяемые точным решением  $F(t, z_1, z_2)$  уравнения (8'), для  $j \leq n$  описываются одной и той же системой уравнений. Следовательно, моменты распределения  $P_{\alpha_1, \alpha_2}(t)$ , получаемые из точного  $F(t, z_1, z_2)$  и приближенного  $\tilde{F}_n(t, z_1, z_2)$  решений уравнения (8'), совпадают.

ют до порядка  $n$  включительно.

По числу  $n$  совпадающих моментов можно судить о качестве (точности) выбранного приближения. Кроме того, по системе уравнений (6) всегда можно оценить погрешность в определении моментов более высокого порядка по приближенной модели. Таким образом, непрерывный аналог  $y(t) = \{y_1(t), y_2(t)\}$  дискретного случайного процесса  $\alpha(t) = \{\alpha_1(t), \alpha_2(t)\}$ , полученный при  $n = 2$ , имеет вероятностные характеристики, совпадающие с теми же характеристиками дискретного процесса, с точностью до моментов второго порядка, включительно. Следовательно, диффузионный процесс  $y(t)$ , траектории которого описываются системой уравнений (3), имеет математическое ожидание (среднее) и вторые моменты (дисперсию, корреляционные функции), в точности совпадающие с математическим ожиданием и вторыми моментами дискретных чисел мгновенных нейтронов и предшественников.

Запишем в явном виде системы уравнений для математического ожидания  $\bar{y}(t) = \{\bar{y}_1(t), \bar{y}_2(t)\}$  и вторых центральных моментов  $D_{ij}(t)$  непрерывного случайного процесса  $y(t) = \{y_1(t), y_2(t)\}$ :

$$\begin{aligned}\frac{d\bar{y}_1}{dt} &= \frac{k(1-\beta)-1}{L} \bar{y}_1 + \bar{y}_2 + S, \\ \frac{d\bar{y}_2}{dt} &= \frac{k\beta}{L} \bar{y}_1 - \lambda \bar{y}_2,\end{aligned}\quad (7)$$

$$\begin{aligned}\frac{dD_{11}}{dt} &= 2 \frac{k(1-\beta)-1}{L} D_{11} + 2\lambda D_{12} + \frac{1}{L} \left\{ 1 + k(1-\beta) \left[ \frac{v(v-1)}{\bar{v}} (1-\beta) - 1 \right] \right\} \bar{y}_1 + \lambda \bar{y}_2 + \\ \frac{dD_{12}}{dt} &= \left[ \frac{k(1-\beta)-1}{L} - \lambda \right] D_{12} + \frac{k\beta}{L} D_{11} + \lambda D_{22} + \frac{k\beta}{L} \left[ \frac{v(v-1)}{\bar{v}} (1-\beta) - 1 \right] \bar{y}_1 - \lambda \bar{y}_2, \\ \frac{dD_{22}}{dt} &= -2\lambda D_{22} + 2 \frac{k\beta}{L} D_{12} + \frac{k\beta}{L} \left[ \frac{v(v-1)}{\bar{v}} \beta + 1 \right] \bar{y}_1 + \lambda \bar{y}_2, \quad D_{12} = D_{21}.\end{aligned}\quad (8)$$

Как и следовало ожидать, уравнения для математических ожиданий  $\bar{y}_1(t)$  и  $\bar{y}_2(t)$  полностью совпадают с уравнениями кинетики точечного реактора нулевой мощности при учете только одной группы запаздывающих нейтронов. Уравнения для вторых центральных моментов аналогичны результатам Судэка [4], полученным из непосредственного подсчета вероятностей для дискретного процесса  $\alpha(t) = \{\alpha_1(t), \alpha_2(t)\}$ .

При  $k < 1$  и начальных условиях

$$\bar{y}_i(0) = D_{ij}(0) = 0 \quad (i, j = 1, 2)$$

системы уравнений (7), (8) имеют стационарные решения  $\bar{y}_i^0$  и  $D_{ij}^0$ , из которых следует

$$(D_{11}^0 + D_{12}^0) / \bar{y}_1^0 = 1 + k\sqrt{v-1} / [2(1-k)\bar{v}], \quad (9)$$

что является обобщением на случай учета одной группы запаздывающих нейтронов известного [4] соотношения для отношения дисперсии числа нейтронов к среднему, полученного без учета запаздывающих нейтронов.

Нетрудно показать, что  $D_{12}^0 \geq 0$  при  $k < 1$ , поэтому отношение  $D_{11}^0 / \bar{y}_1^0$  меньше, чем при учете только мгновенных нейтронов. Это объясняется тем, что при учете запаздывающих нейтронов степень зашумленности модели увеличивается из-за появле-

ния еще одного канала развития процесса. Оценки показывают, что при  $k = 1 - a\beta$ , где  $a \geq 0$ ,

$$\delta = D_{12}^0 / D_{11}^0 \approx 1 / (a + 1).$$

Следовательно, приближение мгновенных нейтронов достаточно хорошо описывает нейтронную популяцию при  $k < 1$  только при больших подкритичностях реактора, например, если подкритичность реактора  $\approx 10\beta$  ( $a = 10$ ), то  $\delta \approx 10\%$ . Вблизи критического состояния оценки отношения  $D_{11}^0 / \bar{y}_1^0$  по формуле [4]

$$D_{11}^0 / \bar{y}_1^0 = 1 + k \sqrt{(\nu - 1)} / [2(1 - k)\bar{\nu}] \quad (10)$$

должны давать значительные погрешности.

Из систем дифференциальных уравнений (3) и (3') видно, что их регулярная часть полностью совпадает с уравнениями точечной кинетики реактора нулевой мощности. Наличие в правой части «белых» шумов отражает стохастический характер элементарных процессов рождения и гибели нейтронов, характерные времена которых  $\approx 10^{-22}$  с. Поэтому эти уравнения можно назвать *стохастическими дифференциальными уравнениями точечной кинетики реактора*. Они описывают траектории по времени случайного процесса, каковым является нейтронная популяция при достаточно большом числе нейтронов в реакторе. То, что для справедливости описания нейтронной популяции во времени непрерывным аналогом  $y(t)$  требуется большое число нейтронов в реакторе, видно из способа, которым получены уравнения (8') – оставление в уравнении для  $\tilde{F}_n(t, z_1, z_2)$  степеней по  $z_1$  и  $z_2$  не выше второй, т.е. пренебрежение более высокими степенями, автоматически влечет за собой предположение о том, что  $\alpha_1(t)$  и  $\alpha_2(t)$  достаточно велики.

Отметим, что стохастическими дифференциальными уравнениями точечной кинетики реактора (3), (3') для непрерывного аналога  $y(t)$  дискретного процесса  $\alpha(t)$  произведен переход от описания нейтронной популяции в вероятностном пространстве (с помощью распределения вероятностей  $P_{\alpha_1, \alpha_2}(t)$ ) к ее описанию в пространстве траекторий (параметров) с помощью процесса  $y(t)$ . Заметим также, что примененный здесь прием с разложением коэффициентов в уравнении для характеристической функции  $F(t, z_1, z_2)$  в ряды и использованием приближения  $\tilde{F}_n(t, z_1, z_2)$  допускает [2] дальнейшее совершенствование описания нейтронной популяции в пространстве параметров, т.е. введение в правую часть уравнений (3), (3') процесса с независимыми приращениями общего вида.

### **РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЧИСЛА НЕЙТРОНОВ В ПОДКРИТИЧЕСКОМ РЕАКТОРЕ СО СЛАБЫМ ПОСТОРОННИМ ИСТОЧНИКОМ НЕЙТРОНОВ. ЧТО ТАКОЕ СЛАБЫЙ ИСТОЧНИК НЕЙТРОНОВ?**

Вопрос, заданный в заголовке этого раздела, – непраздный. В работе [5] ответ на него дан в таком виде: если  $SL \ll 1$ , то источник нейтронов слабый. Но тогда возникает следующий вопрос, уже переходящий из теоретической плоскости в практическую: много меньше единицы – это сколько? То есть при заданном времени жизни нейтронов  $L$  (при заданном материальном составе реактора) какова должна быть конкретно мощность постороннего источника нейтронов, чтобы его следовало считать слабым?

Чтобы ответить на последний вопрос, решим задачу о распределении числа нейтронов в стационарном подкритическом реакторе в следующей постановке: 1) реактор снабжен посторонним источником нейтронов интенсивностью  $S$ ; 2) учитываются только мгновенные нейтроны; 3) поведение нейтронной популяции описывается непрерывным аналогом – случайным процессом диффузионного типа.

В такой постановке уравнение (1) для характеристической функции  $\tilde{F}_2(z) = \lim_{t \rightarrow \infty} \tilde{F}_2(t, z)$  стационарного процесса  $y(t)$  принимает вид

$$j \left( j + \frac{z}{2} \chi \right) \frac{d\tilde{F}_2}{dz} + \bar{y} \left( j - \frac{z}{2} \right) \tilde{F}_2 = 0 \quad (11)$$

с начальным условием

$$F(0) = 1, \quad (12)$$

где  $\bar{y} = SL/(1-k)$  – среднее число нейтронов в стационарном подкритическом реакторе;  $\chi = 1 + k \cdot \sqrt{(v-1)/[(1-k)\bar{v}]}$ .

Решение уравнения (11) с начальным условием (12) есть

$$\tilde{F}_2(z) = (1 - j\chi z / 2)^{-a} \exp(-j\bar{y}z / \chi).$$

Характеристическая функция и распределение случайной величины связаны между собой фурье-преобразованием [3]. Применение обратного фурье-преобразования к  $\tilde{F}_2(z)$  дает выражение для плотности распределения  $p(y)$

$$p(y) = 2[2(y + \bar{y}/\chi)/\chi]^{a-1} \cdot \exp[-2(y + \bar{y}/\chi)/\chi] / (\chi \Gamma(a)), \quad a = 2\bar{y}(\chi+1)/\chi^2, \quad (13)$$

где  $\Gamma(a)$  – гамма функция. Нетрудно убедиться, что, как и следовало ожидать, первые два момента этого распределения совпадают с теми же моментами распределения дискретного числа нейтронов в стационарном подкритическом реакторе. Распределение (13) относится к классу гамма-распределений ([6]).

Обсудим полученное решение. Функция  $p(y)$  вида (13) может быть распределением, если только  $y \geq -\bar{y}/\chi$ . Это означает, что в этой модели допускаются «нефизические» отрицательные значения  $y$  в интервале  $[-\bar{y}/\chi, 0]$ <sup>1)</sup>. Такое свойство полученного распределения является неизбежным следствием выбранной выше схемы построения непрерывного аналога  $y$ : он является диффузионным процессом, подчиняющимся стохастическому дифференциальному уравнению

$$\frac{dy}{dt} = -\alpha y + S + \sqrt{S + \alpha y} \xi(t), \quad (14)$$

где  $\alpha = (1 - k)/L$ ;  $\xi(t)$  – стандартный гауссовский «белый» шум. Нет формальных ограничений на знаки траекторий этого процесса. Разумеется, диффузионный процесс  $y(t)$  управляет уравнением (14) так, что заходы этого процесса в область отрицательных значений крайне маловероятны практически при любых параметрах реактора (рис. 1). Нижняя граница

<sup>1)</sup> Автор крайне отрицательно относится к теоретико-расчетным моделям, допускающим «нефизические» решения. Однако здесь сделано исключение по одной простой причине: эта модель «безвредна» для безопасности ядерных технологий (как увидим, она ужесточает требования на мощность источника нейтронов), никак не способствует безответственности персонала и руководителей, никак не рекомендуется для практических расчетов.

$$-\bar{y}/\chi \approx -SL/[\sqrt{v(v-1)}/\bar{v}]$$

практически не зависит от коэффициента размножения и при  $k \geq 0.9$  по абсолютной величине в десятки-сотни раз меньше среднего числа нейтронов в реакторе. «Отрицательность» (хотя и маловероятная) некоторых траекторий процесса  $y(t)$  – неизбежная плата за возможность определить, к какому классу распределений близко распределение числа нейтронов в подкритическом реакторе со слабым источником, а также за возможность иметь простое (пусть приближенное) аналитическое выражение для этого распределения.

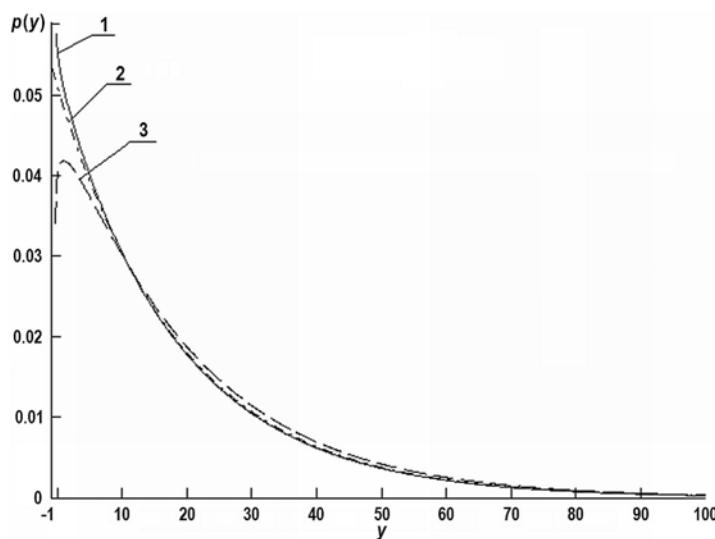


Рис. 1. Плотность распределения  $p(y)$  непрерывного аналога дискретного числа нейтронов в подкритическом реакторе: 1 – интенсивность источника  $S = 0.9145 \cdot 10^3$  н/с; 2 – параметр  $a = 1$ ,  $S = 1 \cdot 10^3$  н/с; 3 – интенсивность источника  $S = 1.1 \cdot 10^3$  н/с

Вид полученного распределения  $p(y)$  существенно зависит от величины его параметра  $a$ . Как видно из формулы (13),  $a \sim SL$ . Характерным является значение  $a = 1$ . В этом случае распределение становится экспоненциальным. Если  $a > 1$ , то распределение  $p(y)$  равно нулю при  $y = -\bar{y}/\chi$  и имеет единственный максимум в точке  $y_m = (a-1)\chi/2 - \bar{y}/\chi < \bar{y}$ . При  $a < 1$  плотность распределения  $p(y)$  имеет бесконечную ординату в точке  $y = -\bar{y}/\chi$ . Последнее означает, что при очень малых мощностях источника для подкритического реактора наиболее вероятным является состояние отсутствия нейтронов в нем (если, конечно, отбросить «нефизическую» часть решения). Оценки показывают, что  $a \approx 1$ , когда

$$SL \approx \sqrt{v(v-1)/(2\bar{v})} \approx 1, \quad (15)$$

т.е. распределение числа нейтронов в подкритическом реакторе близко к экспоненциальному, когда мощность источника такова, что за время жизни нейтрона в реакторе появляется в среднем приблизительно один нейtron источника.

На рисунке 1 приведены распределения  $p(y)$  для различных мощностей источника нейтронов в реакторе с U-235 при  $k = 0.95$ ,  $L = 10^{-3}$  с, откуда видно, что

- распределение  $p(y)$  при низких мощностях постороннего источника нейтронов сильно скошено в сторону малых значений числа нейтронов, т.е. координата максимума распределения меньше среднего значения числа нейтронов в реакторе;

- вблизи характерного значения параметра  $a = 1$  небольшие вариации величины  $S$  приводят к существенному изменению вида распределения (можно сравнить, например, кривые при  $S = 0.9145 \cdot 10^3 \text{ 1/c}$  и  $S \geq 1 \cdot 10^3 \text{ 1/c}$ );
- с ростом мощности источника  $S$  асимметрия уменьшается и распределение числа нейтронов становится близким к симметричному относительно среднего, что является следствием действия закона больших чисел, когда при достаточно больших  $S$ , а значит, и  $a$  гамма-распределение становится близким к гауссовскому [6].

Таким образом, получен результат, **уточняющий** понятие *слабого постороннего источника нейтронов* [5] и ужесточающий требования [7] на мощность постороннего источника с точки зрения ядерной безопасности. Полученная граница  $SL \approx 1$  перехода реактора из состояния  $SL < 1$ , когда в нем наиболее вероятно не будет ни одного нейтрона, к состоянию  $SL > 1$ , когда в нем наиболее вероятно будет какое-то ненулевое количество нейтронов, может служить более четким критерием слабости источника нейтронов (*уже при  $S \leq 1/L$  источник следует считать слабым*), чем «размытое» неравенство  $SL \ll 1$ .

## АНАЛИЗ МОДЕЛИ КОЭНА

В модели Коэна [8], по аналогии с дробовым эффектом, в правую часть обычных уравнений кинетики реактора вводится эквивалентный шум реактивности. Как мы выше убедились, уравнения точечной кинетики описывают нейтронную популяцию в среднем, т.е. им подчиняются детерминированные функции времени – математические ожидания. Кроме того, коэффициент размножения и, соответственно, реактивность – детерминированные характеристики реактора. Поэтому введение эквивалентного шума реактивности – искусственная операция, и требуется оценка точности такой модели.

Ограничимся учетом одной эффективной группы запаздывающих нейтронов. По модели Коэна нейтронная популяция в реакторе описывается системой уравнений

$$\begin{aligned} \frac{dy_1}{dt} &= \frac{k(1-\beta)-1}{L} y_1 + \lambda y_2 + S + \frac{1-\beta}{L} \bar{y}_1 \delta k(t), \\ \frac{dy_2}{dt} &= \frac{k\beta}{L} y_1 - \lambda y_2 + \frac{\beta}{L} \bar{y}_1 \delta k(t), \end{aligned} \quad (16)$$

где  $\delta k(t)$  – эквивалентный шум реактивности. Из аналогии с дробовым эффектом Коэном получено, что  $\delta k(t)$  – «белый» шум со спектральной плотностью

$$S_{\delta k}^{(k)} = \overline{v(v-1)} / (\bar{y}_1 \bar{v}). \quad (17)$$

Для анализа модели Коэна применим следующий прием. Будем сравнивать спектральные плотности непрерывных случайных процессов, траектории которых описываются уравнениями (3) и (16). Если эти процессы эквивалентны по своему поведению во времени и пространстве параметров, то их спектральные плотности должны быть равны. Так как спектральные плотности связаны с корреляционными функциями взаимнооднозначным фурье-преобразованием, то должны быть равны и корреляционные функции (вторые центральные моменты специального вида). У диффузионного процесса  $y(t)$  (если шумовая часть в его описании выбрана правильно) и дискретного  $\alpha(t)$  вторые моменты должны быть равны. Для процесса, описываемого системой уравнений (3), это справедливо. Поэтому, не делая никаких предположений относительно вида спектральной плотности  $S_{\delta k}(\omega)$  эквивалентного шума реактивности, найдем ее из отношения спектральной плотности

$$S_1(\omega) = \frac{\left[ \omega^2 \frac{(1-\beta)^2}{L^2} + \frac{\lambda^2}{L^2} \right] \bar{y}_1^2 S_{\delta k}(\omega)}{\omega^4 + \omega^2 \left[ \frac{(1-k(1-\beta))^2}{L^2} + \lambda^2 + 2\lambda \frac{k\beta}{L} \right] + \lambda^2 \frac{(1-k)^2}{L^2}}$$

процесса  $y_1(t)$ , полученной по системе уравнений (16), к спектральной плотности

$$S_1(\omega) = \frac{b_{11}\omega^2 + \lambda^2(b_{11} + b_{22} + 2b_{12})}{\omega^4 + \omega^2 \left[ \frac{(1-k(1-\beta))^2}{L^2} + \lambda^2 + 2\lambda \frac{k\beta}{L} \right] + \lambda^2 \frac{(1-k)^2}{L^2}}$$

этого процесса, полученной по системе уравнений (3):

$$S_{\delta k}(\omega) = [b_{11}\omega^2 + \lambda(b_{11} + b_{22} + 2b_{12})] / [(\omega^2(1-\beta)^2 + \lambda^2)\bar{y}_1^2]. \quad (18)$$

Отсюда следует, что для совпадения первых двух моментов распределения значений процесса  $y_1(t)$  необходимо чтобы у эквивалентного шума реактивности  $S_{\delta k}(\omega) \neq \text{const}$ . Как видно из формулы (18), в модели Коэна это не так. Однако оценки показывают, что зависимость  $S_{\delta k}$  от  $\omega$  незначительна, например, при  $k = 1$

$$\lim_{\omega \rightarrow 0} S_{\delta k}(\omega) = L \sqrt{v(v-1)} / (\bar{y}_1 \bar{v}),$$

$$\lim_{\omega \rightarrow 0} S_{\delta k}(\omega) = L [\sqrt{v(v-1)}(1-\beta)^2 / \bar{v} + \beta] / \bar{y}_1.$$

С изменением величины  $k \leq 1$  величина  $S_{\delta k}(\omega)$  изменяется очень слабо.

Таким образом, оценка  $S_{\delta k}^{(k)}$  Коэна (17) очень близка к полученной из построенной здесь общей модели спектральной плотности  $S_{\delta k}(\omega)$  эквивалентного шума реактивности. Это дает убежденность в том, что модель Коэна с хорошей точностью применима для практических приложений при оценках первых двух моментов распределения числа нейтронов. Однако следует помнить, что причина этому – не природа процесса размножения и гибели нейтронов, а **замечательное** (очень малое) значение  $\beta$  (эффективной доли запаздывающих нейтронов) для всех известных делающихся нуклидов. Моделирование же траекторий случайного процесса  $y(t)$  предпочтительнее проводить по полученной системе уравнений (3), нежели по системе уравнений (16), т.к. эта система вытекает непосредственно из общей модели ветвящегося процесса (не использовано никаких физических аналогий) и поэтому должна правильнее отражать детальную структуру изменений нейтронной популяции во времени.

### Литература

1. Волков Ю.В. Стохастическая теория ядерных реакторов нулевой мощности. Часть 1. Физическая и математическая модели // Известия вузов. Ядерная энергетика. №4, 2013. – С. 127-134.
2. Тихонов В.И., Миронов М.А. Марковские процессы. – М.: Советское радио, 1977.
3. Королюк В.С., Портенко П.И., Скорогод А.В., Турбин А.Ф. Справочник по теории вероятностей и математической статистике. – М.: Наука, 1986.
4. Судэй Г. Проблемы кинетики реактора. В сб. «Теория ядерных реакторов». – М.: Госатомиздат, 1963.

5. Hansen G.E. Assembly of Fissionable Material in the Presence of a Weak Neutron Source // Nucl. Sci. Eng. 1960. Vol. 8, PP. 709-719.
6. Кокс Д.Р., Смит В.Л. Теория восстановления. – М: Советское радио, 1967.
7. Hankins D.E. Effect of Reactivity Addition Rate and of Weak Neutron Source on the Fission Yield of Uranium Solutions// Nucl. Sci. Eng. 1966. Vol. 26, PP. 110-116.
8. Уриг Р. Статистические методы в физике ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974.

Поступила в редакцию 24.09.2013 г.

**Автор**

Волков Юрий Васильевич, доктор техн. наук, профессор  
E-mail: volkov@iate.obninsk.ru

UDC 621.039.516

**STOCHASTIC THEORY OF ZERO POWER NUCLEAR REACTORS  
PART 3. STOCHASTIC DIFFERENTIAL EQUATIONS  
OF ZERO-DIMENSIONAL REACTOR KINETICS. WEAK EXTERNAL  
NEUTRON SOURCE. ANALYSIS OF THE EQUIVALENT REACTIVITY  
NOISE MODEL**

Volkov Yu. V.

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Nuclear Research University  
«MEPhI». 1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

**ABSTRACT**

Stochastic differential equations of zero-dimensional reactor kinetics have been derived assuming that the discrete-time and continuous-time branching processes should have moments of distribution which converge up to the second order, inclusive. The regular part of the equations derived is similar to that of the zero-dimensional reactor kinetics equations. The regular part is influenced by the totality of the Gaussian white noise inputs with appropriate coefficients.

An approximated distribution of the continuous-time branching process values has been derived by using a prompt neutron approximation from the one-dimensional equation for the characteristic function. Although this distribution may not have much physical significance, it allowed the concept of the weak external neutron source to be clarified more precisely.

An analysis has been made of the well-known Cohn's stochastic model, with reactivity noise introduced by analogy with the Schottky effect. It has been shown that the model works well due to a very small fraction of delayed neutrons emitted by all the fissionable isotopes.

**Key words:** stochastic differential equations, moments of distribution, model, zero power nuclear reactor, characteristic function, distribution, white noise.

**REFERENCES**

1. Volkov Yu.V. *Stohasticheskaya teoriya yadernykh reaktorov nulevoj moschnosti. Chast' 1. Fizicheskaya i matematicheskaya modeli. [Stochastic Theory of Zero Power Nuclear Reactors. Part 1. Physical and Mathematical Models]. Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2013, no. 4, pp. 127-134.
2. Tikhonov V.I., Mironov M.A. *Markovskie processy* [Markov Processes]. Moscow, Sovetskoe Radio Publ., 1977 (in Russian).

3. Korolyuk V.S., Portenko P.I., Skorokhod A.V., Turbin A.F. *Spravochnik po teorii veroyatnostej i matematicheskoy statistike* [Probability Theory and Mathematical Statistics. Handbook]. Moscow, Nauka Publ., 1986 (in Russian).
4. Sudek G. *Problemy kinetiki reaktora. V sb. Teoriya yadernyh reaktorov* [Aspekts of Reactor Kinetics. In Reactor Theory]. Moscow, Gosatomizdat Publ., 1963 (in Russian).
5. Hansen G.E. Assembly of Fissionable Material in the Presence of a Weak Neutron Source. *Nucl. Sci. Eng.* 1960, v. 8, pp. 709-719.
6. Koks D.R., Smit V.L. *Teoriya vosstanovleniya* [Recovering Theory]. Moscow, Sovetskoe Radio Publ., 1967 (in Russian).
7. Hankins D.E. Effect of Reactivity Addition Rate and of Weak Neutron Source on the Fission Yield of Uranium Solutions. *Nucl. Sci. Eng.* 1966, v. 26, pp. 110-116.
8. Urig R. *Statisticheskie metody v fizike yadernyh reaktorov* [Statistical Methods in Reactor Physics]. Moscow, Atomizdat Publ., 1974 (in Russian).

**Author**

Volkov Yurij Vasil'evich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: volkov@iate.obninsk.ru

# ПУТИ ОПТИМИЗАЦИИ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ «МАСТЕР»

Д.М. Титов\*, С.Л. Дорохович\*\*, Ю.А. Казанский\*\*\*

\* Московское отделение компании *Siemens*,  
115184, Москва, ул. Большая Татарская, д. 9

\*\* Экспериментальный научно-исследовательский и методический центр «Моделирующие системы». 249035., Калужская обл., Обнинск, пр. Ленина, 133.

\*\*\* Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.  
249033, Калужская обл., Обнинск, Студгородок, 1



После увеличения предельного значения мощности реактора теплоснабжения МАСТЕР путем введения кольцевого канала с теплоносителем ухудшились коэффициенты обратных связей. В связи с этим возникла необходимость найти способы изменения коэффициентов реактивности в новой конструкции реактора, сохранив при этом естественную циркуляцию, низкое давление в активной зоне и выходную температуру теплоносителя. С этой целью рассчитаны зависимости коэффициентов реактивности от ширины и места расположения кольцевого канала, а также от степени обогащения топлива. В качестве расчетного инструмента в работе использовался нейтронно-физический код WIMS-D4. Полученные результаты показали, что наилучшие коэффициенты обратных связей могут быть достигнуты при уменьшении ширины кольцевого канала и увеличении обогащения топлива. В то же время коэффициенты реактивности не чувствительны к изменению радиуса расположения кольцевого канала. Ограничения по обогащению топлива (требования МАГАТЭ) и по уменьшению размера кольцевого канала (невозможность снятия заданного уровня мощности или значительное увеличение высоты теплообменника) показали, что перспективы улучшения обратных связей за счет вариации ширины и расположения кольцевого канала исчерпаны. Возможные улучшения могут быть получены при изменении выбранного выгорающего поглотителя и нейтронного спектра, вариации которого можно достичь путем изменения обогащения топлива и доли теплоносителя в активной зоне.

**Ключевые слова:** физика реакторов, выгорающий поглотитель, реакторы малой мощности, коэффициенты реактивности.

## ВВЕДЕНИЕ

Одно из направлений применения ядерной энергии – это использование реакторов малой мощности (тепловая мощность до 300 МВт). Представление о разработках блоков малой мощности, в том числе и сверхмалой (тепловая мощность менее 30 МВт), можно получить из работ [1] и периодических конференций по малой энергетике, например, [2]. В публикациях количество проектов существенно превосходит

© Д.М. Титов, С.Л. Дорохович, Ю.А. Казанский, 2014

число реализованных. Отметим, что в США в 1950-х гг. были построены около десятка маломощных реакторов для энергосбережения воинских частей, расположенных вдали от систем централизованного снабжения. Эти энергоблоки не получили дальнейшего развития, поскольку при их проектировании не уделяли большого внимания экономической составляющей разработок [3]. Позднее появились проекты, в которых во главу угла ставилась конкуренция с энергоблоками сравнимой мощности на традиционном органическом топливе. Некоторые из проектов были реализованы [4, 5].

Данное исследование, являясь продолжением работ [6, 7], связано с разработкой реактора теплоснабжения МАСТЕР мощностью 300 кВт. Среди других проектов реакторов малой и сверхмалой мощности данная реакторная установка отличается естественной циркуляцией теплоносителя, низким давлением в первом контуре (0.16 МПа) и реализацией идеи теплопроводной матрицы от топлива к теплоносителю, что дает дополнительный барьер безопасности.

За время проработки проекта был представлен вариант с тепловой мощностью 1 МВт, с улучшенными техническими и экономическими показателями [8], полученный в результате следующих усовершенствований:

- увеличена тепловая мощность реактора до 1 МВт за счет введения в конструкцию активной зоны дополнительного кольцевого канала охлаждения;
- уменьшено обогащение урана ниже 20%;
- снижено содержание Be за счет применения Al-Be-сплава;
- применен диспрозий (Dy) в качестве выгорающего поглотителя (ВП) с целью пассивной компенсации изменения реактивности в результате выгорания топлива.

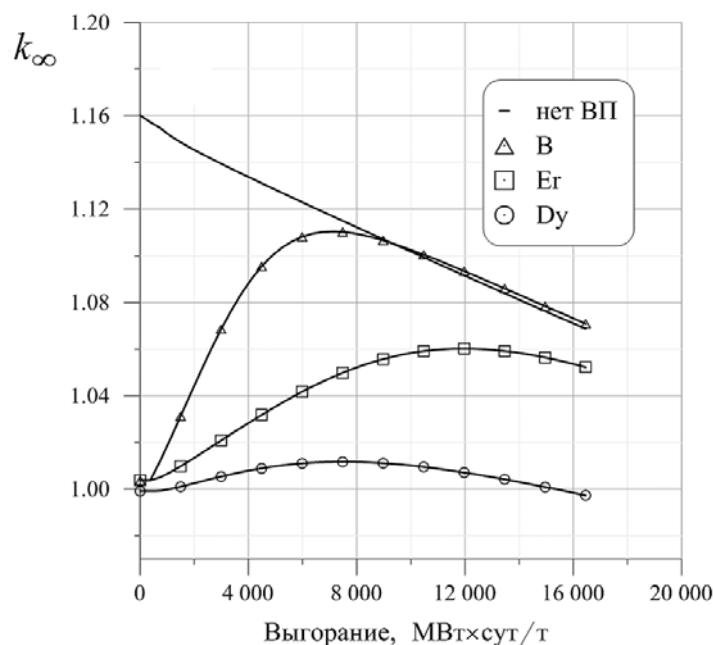


Рис.1. Зависимость  $k_{\infty}$  от выгорания топлива для различных типов выгорающих поглотителей

Размещение диспрозия в стальной оболочке кольцевого канала охлаждения дало выигрыш с точки зрения величины выбега реактивности в течение кампании реактора. На рисунке 1 представлена зависимость  $k_{\infty}$  от выгорания топлива для различных типов выгорающих поглотителей [9].

В качестве расчетного инструмента в работе использовалась транспортная программа WIMS-D4 (Winfrith Improved Multigroup Scheme) [10], основным направлением которой является нейтронно-физический расчет ячеек ядерных реакторов различного типа. WIMS-D4, разработанный в Уинфрисе (Великобритания), – один из наиболее известных кодов этого класса, использующий собственную 69-групповую библиотеку констант и библиотеку ENDF/B-VII [11], подготовленную для разных материалов и температур, на основе формата ENDF (Evaluated Nuclear Data File).

Температурные коэффициенты реактивности были рассчитаны следующим образом. Определялись эффективные коэффициенты реактивности для двух температур теплоносителя (или топлива) – начальной при 300 К и температуре при номинальном уровне мощности. Приращение реактивности нормировалось на 1 К и таким образом вычислялся средний коэффициент реактивности по теплоносителю (или топливу) на интервале температур при нулевой и номинальной мощности.

Мощностной коэффициент реактивности рассчитывался для двух состояний. В первом состоянии для нулевой мощности температура в активной зоне бралась 300 К. Во втором состоянии для 100%-ой мощности реактора брались следующие температуры: топливо – 800 К, оболочка твэла – 600 К, оболочка активной зоны – 400 К, Al-Be-замедлитель – 500 К, теплоноситель – 360 К (плотность 0.967 г/см<sup>3</sup>), материал обечайки – 360 К. При этих температурах рассчитывался эффективный коэффициент размножения нейтронов по формуле  $\alpha_w = (k_1 - k_2) \cdot 10^5 / 100$ , где  $k_2$  – эффективный коэффициент размножения нейтронов для 100%-ой мощности, а  $k_1$  – эффективный коэффициент размножения нейтронов для нулевой мощности. В данном случае было найдено среднее значение мощностного коэффициента реактивности на интервале мощности от 0 до 100%.

Улучшение характеристик саморегулирования при помощи ВП (диспрозия) негативно повлияло на коэффициенты реактивности – положительный коэффициент реактивности по температуре теплоносителя вырос практически вдвое. В таблице 1 представлены уточненные расчетные значения коэффициентов реактивности для случая размещения диспрозия в стальной оболочке канала и без него. При расчетах температурных коэффициентов реактивности «изменялась» температура только топлива или только теплоносителя, что выражалось в изменениях макроскопических сечений взаимодействия нейтронов с ядрами топлива или теплоносителя.

Таблица 1

Коэффициент	WIMS-D4 (без Dy)	WIMS-D4 (с Dy)
$\alpha_{H2O}$ ,pcm/K	7.0	14.7
$\alpha_f$ ,pcm/K	-2.1	-2.0
$\alpha_w$ ,pcm/%	-5.1	-1.2
Температурные коэффициенты реактивности:		
$\alpha_{H2O}$ – по теплоносителю; $\alpha_f$ – по топливу; $\alpha_w$ – мощностной		

Целью данной работы является поиск возможностей уменьшения температурного коэффициента реактивности по теплоносителю, а в идеальном случае – перевод данного коэффициента в отрицательную область за счет оптимизации характеристик активной зоны реактора МАСТЕР мощностью 1 МВт(т).

### ЗАВИСИМОСТЬ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ ОТ ПАРАМЕТРОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ И ОБОГАЩЕНИЯ ТОПЛИВА

Кольцевой канал охлаждения был введен в активную зону реактора МАСТЕР для улучшения теплосъема и, следовательно, как одна из возможностей увеличения теп-

ловой мощности реакторной установки. С точки зрения нахождения путей для оптимизации коэффициентов реактивности были выбраны следующие технические предложения: изменение радиуса расположения кольцевого канала охлаждения внутри активной зоны; изменение толщины кольцевого канала и вариации обогащения топлива.

Рассчитаны зависимости температурного коэффициента от радиуса расположения канала для нескольких значений в интервале от 10 до 25 см, при этом для каждого случая менялась толщина канала в интервале от 1 до 2.5 см. Обогащение по  $^{235}\text{U}$  было фиксированным и составляло 17%. Необходимо отметить, что все зависимости были рассчитаны без ВП. Расчеты показывают, что изменение коэффициентов реактивности в случае размещения ВП (диспрозия) в кольцевом канале охлаждения и без него принимает линейный характер (рис. 2). По этой причине расчет зависимостей был проведен без ВП.

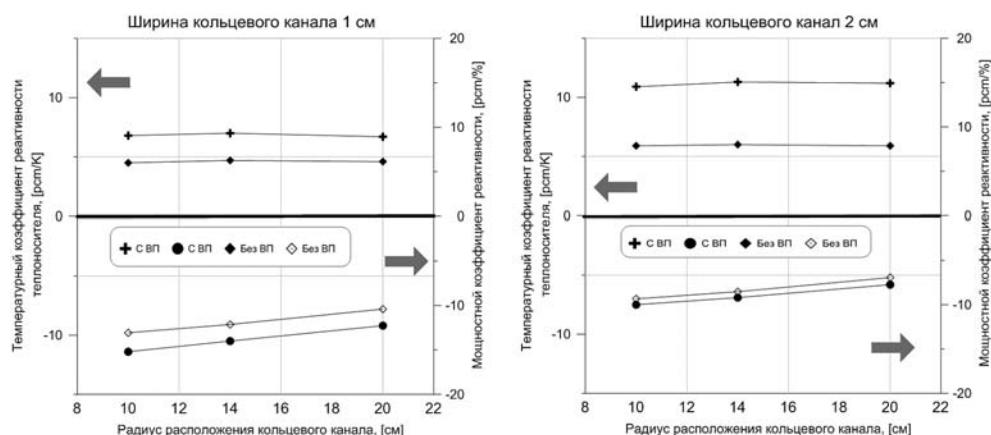


Рис. 2. Зависимость коэффициентов реактивности при размещении ВП (диспрозия) в кольцевом канале и без него от параметров кольцевого канала

Далее строилась трехмерная поверхность (рис. 3, 4). По оси  $Z$  отложен температурный коэффициент реактивности по теплоносителю в  $\text{pcm}/\text{K}$ , по  $X$  и  $Y$  – соответственно радиус расположения кольцевого канала в сантиметрах и толщина канала с теплоносителем в сантиметрах.

Из представленных на рис. 3 и 4 результатов следует, что коэффициент реактивности по температуре теплоносителя оказывается положительным и минимально возможное значение принимает при максимальном обогащении топлива 20% и толщине канала 1 – 1.5 см. Радиус расположения канала не влияет на значение этой составляющей коэффициента реактивности по температуре теплоносителя.

Наряду с поведением коэффициента реактивности по температуре теплоносителя было рассмотрено поведение мощностного коэффициента (рис. 5, 6). Как и в предыдущем случае, было проведено исследование зависимости мощностного коэффициента реактивности от обогащения топлива по  $^{235}\text{U}$  и толщины кольцевого канала. В качестве опорных значений использовалось обогащение топлива в интервале от 12 до 20%. Радиус расположения канала равнялся 14 см. Мощностной коэффициент реактивности представлен в  $\text{pcm}$  на 1% мощности реактора.

На основании результатов расчета для мощностного коэффициента реактивности можно сделать вывод, что максимум значения мощностного коэффициента наблюдается на радиусе расположения канала 10 см при толщине канала 1 см и с обогащением топлива 12%.

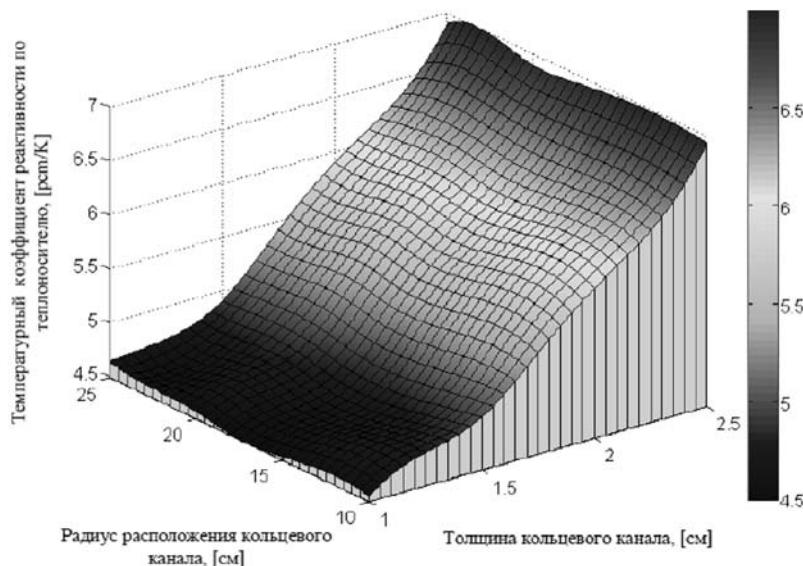


Рис. 3. Зависимость коэффициента реактивности по температуре теплоносителя от толщины и радиуса расположения кольцевого канала

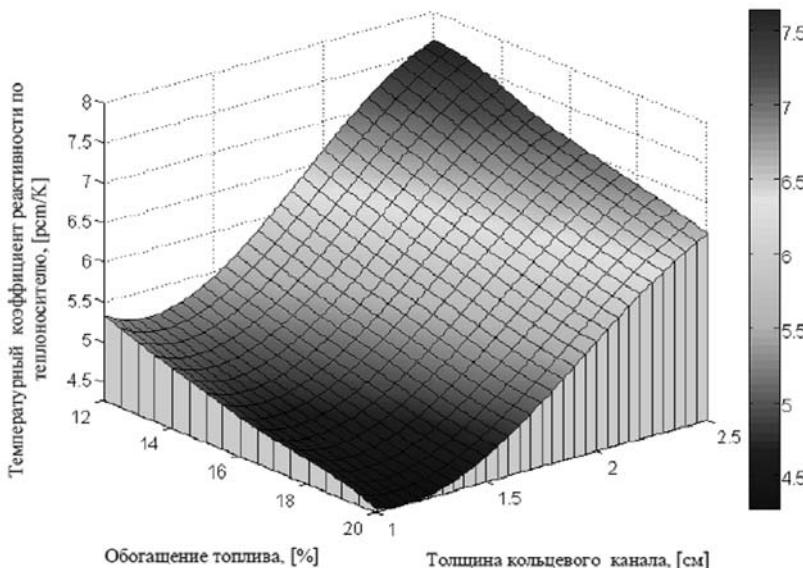


Рис. 4. Зависимость коэффициента реактивности по температуре теплоносителя от обогащения топлива и толщины канала

## **ОБОБЩЕНИЕ ПОЛУЧЕННЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ АНАЛИЗА ЗНАЧЕНИЙ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА «МАСТЕР»**

Из приведенных результатов расчета следует, что наибольший вклад в изменение численных значений коэффициентов реактивности вносят изменения толщины канала охлаждения и обогащения топлива. Варьируя толщину кольцевого канала охлаждения можно существенно повлиять на температурный и мощностной коэффициенты реактивности для реперной модели активной зоны.

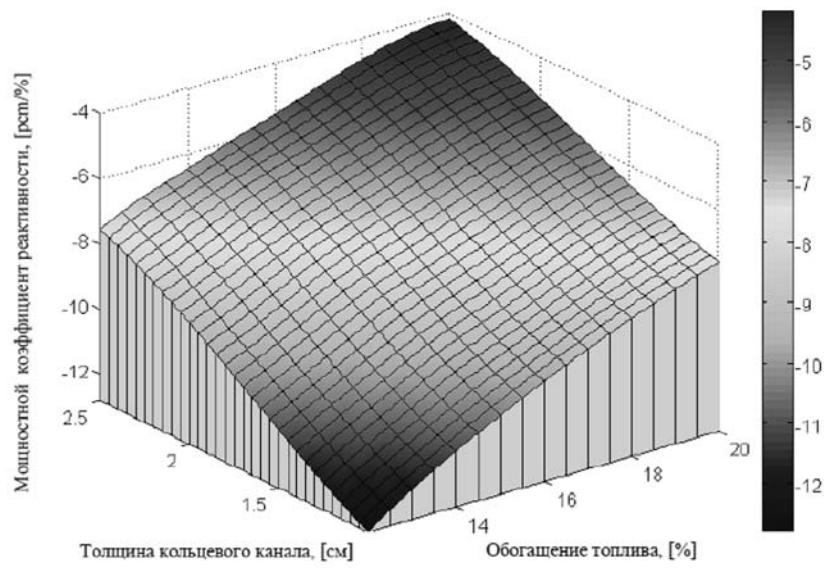


Рис. 5. Зависимость мощностного коэффициента реактивности от толщины кольцевого канала и обогащения топлива

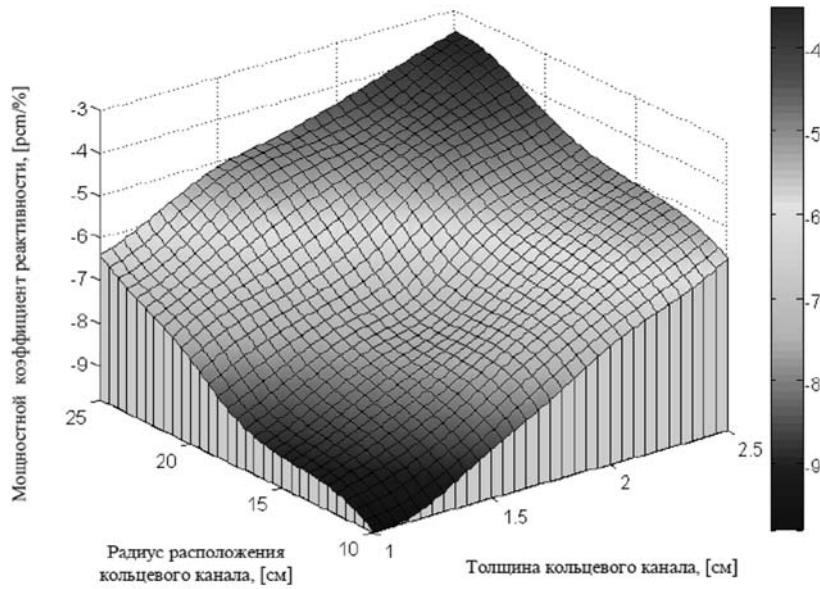


Рис. 6. Зависимость мощностного коэффициента реактивности от радиуса расположения кольцевого канала и толщины канала

На основании результатов расчета (рис. 7) обогащение топлива было зафиксировано на уровне 17%, но при этом уменьшалась толщина канала охлаждения до 1 см. Наряду с нейтронно-физическими оценками работы реакторной установки, безусловно, необходимо сделать теплогидравлические оценки, связанные с изменением толщины кольцевого канала охлаждения, а следовательно, и режимов работы контуров и сопутствующего оборудования.

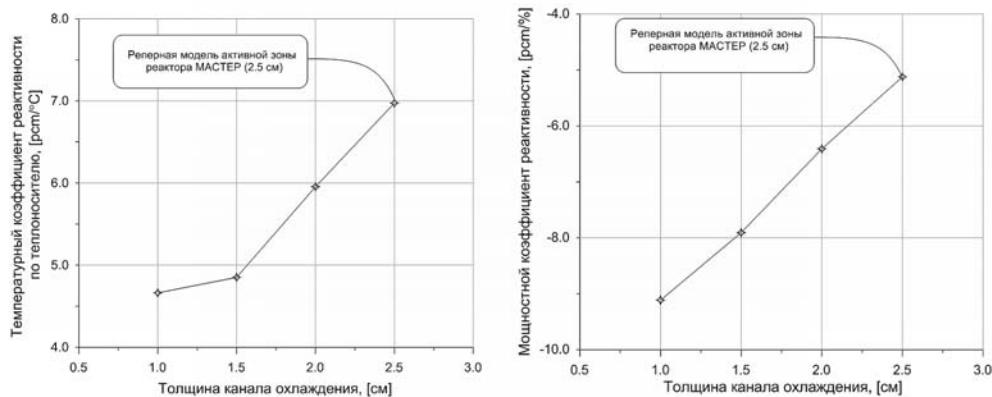


Рис. 7. Зависимость коэффициентов реактивности реактора МАСТЕР от толщины канала

Оценки реперной модели реакторной установки МАСТЕР были представлены в работе [12]. В таблице 2 даны сравнительные характеристики для ширин кольцевого канала внутри АЗ.

Таблица 2

Параметр	Значение	
	Проектировочный расчет	Проектировочный расчет
Ширина кольцевого канала внутри АЗ, см	2,5	1,0
Средняя температура теплоносителя первого контура на входе АЗ, °C	87,4	64,1
Средняя температура теплоносителя первого контура на выходе АЗ, °C	105,7	100
Расход воды первого контура (теплоносителя), кг/с	13,1	6,64
Средняя температура воды на входе второго контура, °C	90	90
Средняя температура воды на выходе второго контура, °C	59	56
Площадь поверхности теплообмена теплообменника первого контура, м <sup>2</sup>	42,12	80,65
Высота теплообменника первого контура, м	1,4	2,7
Средняя температура воды на входе контура потребителя, °C	80	80
Средняя температура воды на выходе контура потребителя, °C	50	50
Площадь поверхности теплообмена теплообменника контура потребителя, м <sup>2</sup>	42,12	63,85

Из таблицы 2 видно, что уменьшение толщины кольцевого канала охлаждения приводит к увеличению перепада температур в активной зоне, массогабаритов теплообменников первого контура и площади теплообменников контура потребителя, что неминуемо сказывается на технико-экономических показателях реакторной установки в целом. Необходимо отметить, что толщина канала охлаждения в 1 см является спорным решением с точки зрения безопасности реактора. Увеличение по-

догрева А3 приведет к росту накипи на стенке кольцевого канала, что повлияет на расход и другие теплогидравлические характеристики реактора.

## ВЫВОДЫ

1. Реперная конструкция реакторной установки МАСТЕР может быть оптимизирована за счет изменения обогащения топлива либо замены типа и расположения выгорающего поглотителя.
2. Пути оптимизации исчерпаны либо ограничены принятой мощностью реактора 1 МВт и желанием сохранить исходную конструкцию и естественную циркуляцию.
3. Возможные улучшения могут быть получены при изменении нейтронного спектра, вариации которого можно достичь за счет обогащения топлива и доли теплоносителя в активной зоне.

## Литература

1. Status of innovative small and medium sized reactor designs 2012// IAEA. International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, September 2012.
2. Международный семинар «Малая энергетика. Итоги и перспективы». 10-11 октября 2001 г., Москва.
3. Williams D.V., Magnuson D.W., Batch M.L. et al. Army Package Power Reactor// AEC Research Development Report, ORNL-2128, August, 1956.
4. Каплар Е.П., Лисица Ф.Д. Необслуживаемые саморегулируемые термоэлектрические станции малой мощности для централизованного теплоэлектроснабжения./ Международный конгресс и научно-техническая выставка «Малая энергетика и инвестиции». 1-4 ноября 1994 г., Москва. Сборник тез. докл. С. 43, 44.
5. Доллежаль Н.А., Малышев В.М., Широков С.В. и др. Некоторые итоги эксплуатации Белоярской АЭС им. И.В. Курчатова// Атомная энергия, 1974, т. 36, № 6. С. 432.
6. Казанский Ю.А., Левченко В.А., Матусевич Е.С., Юрьев Ю.С., Балакин И.П., Белугин В.А., Дорохович С.Л. и др. Саморегулируемый реактор сверхмалой мощности для тепло-снабжения «МАСТЕР ИАТЭ»// Известия вузов. Ядерная энергетика. №3, 2003.
7. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С., Левченко В.А., Юрьев Ю.С. и др. Технические предложения для разработки концепции подземной ЯЭУ сверхмалой мощности «МАСТЕР ИАТЭ»// Сборник тезисов, докладов и сообщений. Ядерное общество России. Хежегодная конференция (28 июня - 2 июля 1999 г., Обнинск). – Обнинск, -1999. -С. 173.
8. Levchenko V.A., Kazansky Yu.A., Barshevtsen V.A., Yurev Yu.S., Belugin V.A. Design concept of self-contained low power reactor «MASTER» for heat supply// Progress in Nuclear Energy. - 2008.-Vol. 50, -PP. 314-319.
9. Казанский Ю.А., Левченко В.А., Матусевич Е.С., Юрьев Ю.С., Баршевцев В.А., Титов Д.М. и др. Некоторые нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики усовершенствованной конструкции реактора «МАСТЕР»// Известия вузов. Ядерная энергетика.-2008. -№ 1. -С. 41.
10. Askew J.R., Fayers F.J., Kemshell F.B. A General Description of the Lattice Code WIMS, Journal of the British Nuclear Energy Society 5, 4, 564, 1966.
11. Final report of a coordinated research project WIMS-D Library Update IAEA, December 2007.
12. Дорохович С.Л., Юрьев Ю.С., Казанский Ю.А. Гидродинамика и теплообмен в реакторной установке «МАСТЕР»// Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2012. - № 3. - С. 116-128.

Поступила в редакцию 02.10.2014 г.

## Авторы

Титов Борис Михайлович, руководитель проекта  
E-mail: dmitry.titov@siemens.com

Дорохович Сергей Леонидович, заведующий лабораторией  
E-mail: dors@ssl.obninsk.ru:

Казанский Юрий Алексеевич, профессор, доктор физ.-мат. наук  
E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

UDC 621.039.56

## APPROACHES TO OPTIMIZATION OF CORE REACTIVITY COEFFICIENTS FOR THE «MASTER» HEAT SUPPLY REACTOR

Titov D.M.\*, Dorokhovich S.L.\*\*, Kazansky Yu.A.\*\*\*

\* Moscow branch of Siemens Co. 9, Bol'shaya Tatarskaya str., Moscow, 115184 Russia

\*\* Experimental Scientific-Research and Methodology Center «Simulation Systems» (SSL). 133, Lenin str., Obninsk, Kaluga reg., 249035 Russia

\*\*\*Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Nuclear Research University «MEPhI». 1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

### ABSTRACT

After the power output of the MASTER heat supply reactor increased due to insertion of an annular coolant channel, feedback coefficients deteriorated. Thereby, it was necessary to find ways to change reactivity coefficients in the new reactor design while at the same time retaining such features as natural circulation, low core pressure and outlet core temperature of the coolant. Calculations were made of the dependence of the reactivity coefficients on the annular coolant channel width and location and on fuel enrichment. The WIMS-D4 neutron-physical code was used as a calculation tool. The results showed that the feedback coefficients optimum can be achieved by reducing the annular channel width and increasing fuel enrichment. At the same time the reactivity coefficients are insensitive to changing the radius of the annular coolant channel location. Restrictions for fuel enrichment (IAEA requirements) coupled with geometry restrictions of the annular channel listed above (impossibility to remove thermal power or a significant increase in the height of the heat exchanger) have shown that the possibilities of improving feedbacks through varying the width and location of the annular channel have been used up. Possible improvements can be achieved by changing the type of burnable poison and the neutron spectrum.

**Key words:** reactor physics, burnable poison, low power reactors, reactivity coefficients.

### REFERENCES

1. Status of innovative small and medium sized reactor designs 2012. IAEA. International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, September 2012.
2. Mezhdunarodnyj seminar "Malaja energetika". Itogi i perspektivy. [International seminar «Low Energy. Results and Prospects»]. Moscow, 2001.
3. Williams D.V., Magnuson D.W., Batch M.L. Army Package Power Reactor. AEC Research Development Report, ORNL-2128, August, 1956.
4. Kaplar E.P., Lisica F.D. Neobsluzhivaemye samoreguliruemye termojelektricheskie stancii maloj moshchnosti dlja centralizovannogo teplojenergosnabzhenija. [Non maintenance, self regulation low power thermoelectric station for centralized heat and power supply]. Mezhdunarozdnyj kongress i nauchno-tehnicheskaja vystavka "Malaja energetika i investicij". [International congress «Low energy and investment»]. Moscow, 1994, p.43 (in Russian).
5. Dollezhal N.A., Malyshev V.M.C., Shyrokov S.V. Nekotoroye itogi jekspluatacii

- Belojarskoj AES im. I.V. Kurchatova. [Some results of Beloyarskaya NPP operation named Kurchatova I.V.]. *Atomnaja energiya*. 1974, v. 36, № 6, p. 432 (in Russian).
6. 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. Samoreguliruemij reaktor sverhmaloj moshhnosti dlja teplosnabzhenija «MASTER-IATJe». [Self-controlled low power reactor for heat supply «MASTER-IATE»]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2003, v.3, pp.63-71 (in Russian).
7. Kazansky Yu.A., Levchenko V.A., Matusevich E.S., Yurev Yu.S. Tehnickeskie predlozhenija dlja razrabotki konsepcii podzemnoj YEU sverhmaloj moshhnosti MASTER IATE. [Technical proposals for concept development of underground low power NP]. Sbornik tezisov, dokladov i soobshhenij. Jadernoe obshhestvo Rossii. ezhegodnaja konferencija. [Scope of thesis and reports. Russia Nuclear Society. X international conference]. Obninsk, 1999.
8. Levchenko V.A., Kazansky Yu.A., Barshevts V.A., Yurev Yu.S., Belugin V.A., Design concept of self-contained low power reactor «MASTER» for heat supply. *Progress in Nuclear Energy*. 2008, v. 50. pp. 314-319.
9. Kazansky Yu.A., Levchenko V.A., Barshevts V.A., Yurev Yu.S., Belugin V.A., Levchenko Yu.D., Levchenko A.V., Kazantcev A.A., Titov D.M. Nekotorye nejtronno-fizicheskie i teplogidravlicheskie harakteristiki usovershenstvovannoj konstrukcii reaktora «MASTER». [Some Neutron-Physical and Thermo-Hydraulic Characteristics of Improved Facility MASTER]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2008, no. 1, p.41 (in Russian).
10. Askew J.R., Fayers F.J., Kemshell F.B. A General Description of the Lattice Code WIMS, Journal of the British Nuclear Energy Society 5, 4, 564, 1966.
11. Final report of a coordinated research project WIMS-D Library Update IAEA, December 2007.
12. Dorokhovich S.L., Kazansky Yu.A., Kazantcev A.A. Yurev Yu.S., Kovalchuk S.V., Levchenko V.A., Levchenko A.V. Gidrodinamika i teploobmen v reaktornoj ustanovke MASTER. [Hydrodynamics and Heat Transfer in Reactor Installation «MASTER»]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2012, no. 3, pp. 116–128 (in Russian).

#### Authors

Titov Boris Mihajlovich, Project Manager  
E-mail: dmitry.titov@siemens.com

Dorokhovich Sergej Leonidovich, Head of Laboratory  
E-mail: dors@ssl.obninsk.ru:

Kazansky Yurij Altrseevich, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

---

**От редакции.** В предыдущем номере журнала в статье Б.Б. Тихомирова и В.М. Поплавского «Влияние статистических характеристик пучка твэлов ТВС на оценку температурного режима активной зоны быстрого натриевого реактора» на стр. 133 в записи знаменателей формул (5) и (6) была допущена опечатка. Формулы должны иметь вид

$$\Delta\Omega_i^{\text{OTH}} = (\Omega_i^c - \Omega_p^{\min}) / \Omega_p^{\min}; \quad (5)$$

$$\Delta\Omega_i^{\text{OTH}} = (\Omega_i^c - \Omega^{c \min}) / \Omega_p^{\min}. \quad (6)$$

Приносим свои извинения авторам и читателям.