

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

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

Издаётся с 1993 г.

**N2 2014 г.**

**СОДЕРЖАНИЕ**

**БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ**

<i>А.С. Курский</i>	
Обоснование безопасности корпусного кипящего реактора при крупных течах контура теплоносителя .....	5
<i>И.А. Паршиков, Д.С. Соловьев, С.Л. Соловьев</i>	
Расчетный анализ аварийных режимов реакторной установки с использованием теплогидравлического кода KORCAP .....	15
<i>В.И. Мельников, В.В. Иванов, И.А. Тепляшин, А.В. Логинов, Д.И. Шмелев</i>	
Разработка многоточечной акустозондовой системы диагностики двухфазного теплоносителя ....	27

**МАТЕРИАЛЫ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ**

<i>Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Осипов</i>	
Синтезnanoструктурных материалов из металлических расплавов и перспективы их использования в различных областях науки и техники .....	35
<i>В.Я. Сухоносов, В.А. Чернов, Н.Ю. Богданов</i>	
Исследования влияния nanoструктурированного аэрогеля оксида алюминия на процессы кристаллизации и структурообразования материала-фиксатора на основе оксида магния .....	43
<i>Ю.А. Коровин, А.В. Максимушкина</i>	
Расчет изотопного состава и наведенной активности облученных материалов инновационных электроядерных установок .....	51

**МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

<i>А.В. Щербаков, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников</i>	
Программный комплекс расчета допускаемых толщин стенок элементов оборудования АЭС в условиях эрозионно-коррозионного износа .....	62

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

- А.Н. Соловьев, В.В. Федоров, В.И. Харлов, У.А. Степанова*  
Сравнительный анализ программ MCNPX и GEANT4 для дозиметрического планирования терапии быстрыми нейтронами ..... 70

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

- С.Г. Калякин, А.П. Сорокин, Ф.А. Козлов, В.В. Алексеев, С.И. Щербаков*  
Исследования в обоснование встроенной в бак реактора системы очистки натрия ..... 81

## ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

- А.А. Перегудов, О.Н. Андрианова, Г.Н. Мантуров, К.Ф. Раскач,  
М.Ю. Семенов, А.М. Цибуля*  
Использование метода GRS для оценки погрешности нейтронно-физических характеристик перспективного быстрого реактора ..... 90
- Ю.Е. Головко, В.Н. Кощеев, Г.Б. Ломаков, Г.Н. Мантуров,  
Е.В. Рожихин, М.Ю. Семенов, А.М. Цибуля, А.А. Якунин*  
Верификация современной версии констант БНАБ и программы подготовки CONSYST в расчетах критичности ..... 99
- О.Н. Андрианова, Ю.Е. Головко, Г.М. Жердов, Д.В. Задорнов,  
В.Н. Кощеев, Г.Н. Мантуров, А.А. Перегудов, А.М. Цибуля*  
Тестирование ковариационных матриц погрешностей системы констант БНАБ ..... 109
- Ю.В. Волков*  
Стохастическая теория ядерных реакторов нулевой мощности.  
Часть 2. Вероятность вырождения ветвящегося процесса и вопросы оценки вероятности возникновения ядерной аварии ..... 118
- Б.Б. Тихомиров, В.М. Поплавский*  
Влияние статистических характеристик пучка твэлов ТВС на оценку температурного режима активной зоны быстрого натриевого реактора ..... 128

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

- Ю.А. Казанский, М.И. Романов*  
Трансмутация малых актинидов в спектре нейтронов реактора на тепловых нейтронах ..... 140

## ПОДГОТОВКА КАДРОВ

- В.О. Лебедев, А.О. Толоконский, С.А. Королев, В.А. Власов*  
Внедрение опыта создания АСУТП объектов атомной отрасли на базе ПТКУМИКОН в учебный процесс ..... 149

## CONTENTS

### SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>Kurskij A.S.</i>	
Safety validation of the vessel-type boiling water reactor in case of major coolant leaks .....	5
<i>Parshikov I.A., Soloviev D.S., Soloviev S.L.</i>	
Accident analysis of reactor facility by using the KORSAR thermal hydraulic code .....	15
<i>Melnikov V.I., Ivanov V.V., Teplyashin I.A., Loginov A.V., Shmelyov D.I.</i>	
Development of a multi-point acoustic probe system for two-phase coolant diagnostics .....	27

### NUCLEAR MATERIALS

<i>Askhadullin R.Sh., Osipov A.A.</i>	
Synthesis of nanostructural materials from metal melts and their application in various areas of science and technology .....	35
<i>Sukhonosov V.Ya., Chernov V.A., Bogdanov N.Yu.</i>	
Influence of nanostructured aluminum oxide aero-gel on the crystallization process and structure of clamp material based on magnesium oxide .....	43
<i>Korovin Yu.A., Maksimushkina A.V.</i>	
Calculation of isotopic composition and induced activity of irradiated materials in innovative accelerator-driven systems .....	51

### MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

<i>Scherbakov A.V., Gulina O.M., Salnikov N.L.</i>	
Calculation code to estimate admissible thickness of NPP equipment components under flow-accelerated corrosion .....	62

### APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND TOOLS

<i>Solovyev A.N., Fedorov V.V., Kharlov V.I., Stepanova U.A.</i>	
Comparative analysis of MCNPX and GEANT4 for fast neutron radiation treatment planning .....	70

### THERMAL PHYSICS AND THERMAL HYDRAULICS

<i>Kalyakin S.G., Sorokin A.P., Kozlov F.A., Alekseev V.V., Scherbakov S.I.</i>	
Studies validating a sodium purification system integrated in the reactor vessel .....	81

## PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

<i>Peregudov A.A., Andrianova O. N., Manturov G.N., Raskach K.F., Semenov M.Yu., Tsibulya A.M.</i>	
GRS method to evaluate uncertainties in calculation parameters of an advanced fast reactor .....	90
<i>Golovko Yu.E., Koscheev V.N., Lomakov G.B., Manturov G.N., Rozhikhin E.V., Semenov M.Y., Tsibulya A.M., Yakunin A.A.</i>	
Verification of ABBN constants and CONSYST code in criticality calculations .....	99
<i>Andrianova O.N., Golovko Yu.E., Jerdev G.M., Zadornov D.V., Koscheev V.N., Manturov G.N., Peregudov A.A., Tsibulya A.M.</i>	
Testing covariance matrices of uncertainties in the BNAB data system .....	109
<i>Volkov Yu.V.</i>	
Stochastic theory of zero power nuclear reactors.	
Part 2. Probability of degeneration for a branching process and some issues of estimating the probability of a nuclear accident .....	118
<i>Tikhomirov B.B., Poplavsky V.M.</i>	
Effect of statistical characteristics of fuel pin bundle on evaluation of temperature in the core of sodium cooled fast reactor .....	128

## FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

<i>Kazansky Yu.A., Romanov M.I.</i>	
The transmutation of minor-actinides with neutrons of thermal reactors .....	140

## PERSONNEL TRAINING

<i>Lebedev V.O., Tolokonsky A.O., Korolev S.A., Vlasov V.A</i>	
Implementation of the experience in designing APCS systems for nuclear facilities based on UMIKON package in the educational process .....	149

# ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ КОРПУСНОГО КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА ПРИ КРУПНЫХ ТЕЧАХ КОНТУРА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**А.С. Курский**

*Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических  
материалов им. академика А.А. Бочвара. 123098, Москва, ул. Рогова, д.5а.*



На современном этапе развития атомной отрасли для широкомасштабного внедрения инновационных энергоблоков необходимы опытные данные по радиационной безопасности прототипных реакторных установок. В работе описываются результаты исследований радиолитических процессов и радиационной безопасности корпусного кипящего реактора ВК-50 с естественной циркуляцией теплоносителя.

Представленный материал получен методом эмпирического исследования. По результатам опытно-экспериментальных исследований выполнены расчетные обоснования радиационной безопасности реактора.

Приведены результаты исследований внутренне присущих свойств радиационной безопасности установки ВК-50 с естественной циркуляцией теплоносителя в корпусе реактора. Приведены выявленные особенности работы систем каталитического сжигания водорода в условиях повышенной влажности парогазовой смеси при авариях. Обосновано, что особенности фазового переноса радиоактивности позволяют ограничивать последствия тяжелой запроектной аварии на корпусном кипящем реакторе.

Показана не имеющая аналогов разработанная методика определения радиационной обстановки в аварийном помещении.

Обоснованы технологические схемы и эксплуатационные режимы, позволяющие исключать ситуации со взрывами оборудования и выходом радиоактивности в окружающую среду.

Обосновано, что особенности фазового переноса радиоактивности позволяют ограничивать последствия тяжелой запроектной аварии с течью теплоносителя.

Использование полученных результатов направлено на подтверждение безопасности и усовершенствование установок с корпусными кипящими реакторами.

**Ключевые слова:** корпусной кипящий реактор, радиоактивные продукты коррозии, газообразные продукты деления, система радиационного контроля, продукты радиолиза, гремучая смесь.

## ВВЕДЕНИЕ

На современном этапе развития атомной энергетики комплексное решение проблем радиационной безопасности и взрывозащищенности является важнейшей задачей для эксплуатации работающих реакторов и при создании инновационных проектов. Особенно это актуально для легководных реакторов в связи с авариями на энергоблоках Лен-

нинградской АЭС (РБМК, 1974 г.), «Три Майл Айленд» (PWR, 1979 г.), «Фукусима-1» (BWR, 2011 г.).

Проблемы безопасности корпусных кипящих реакторов (BWR) решались в процессе полувековой истории данного направления реакторов при модернизации и совершенствовании атомных энергоблоков. Уже более двух десятков лет современные BWR в США, Японии, Швеции, Германии и других странах не уступают двухконтурным установкам с реакторами типа PWR (ВВЭР) по выбросам радиоактивных веществ в атмосферу и облучению персонала.

Перспективы кипящих реакторов различных мощностей связаны прежде всего с возможностью использования естественной циркуляции теплоносителя: проект реактора CCR (300МВт(э)) фирмы «Toshiba Corporation», совместные проекты «General Electric» (США) и «Hitachi Nuclear Energy» (Япония) реактора SBWR (600 МВт(э)) и реактора поколения III+ ESBWR (1500 МВт(э)) [1]. Именно в кипящем режиме эффективнее всего реализуется естественная циркуляция теплоносителя за счет пассивных элементов технологических систем, действие которых основано на принципе гравитации.

Однако отсутствие референтных систем безопасности на работающих энергоблоках АЭС является основной проблемой в широкомасштабном продвижении новых кипящих реакторов с естественной циркуляцией теплоносителя [2]. Для обоснования радиационной безопасности и взрывозащищенности современных концепций BWR могут быть использованы результаты исследований установки ВК-50 как прототипа и единственного действующего корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя. Эти экспериментальные данные были получены в результате изучения естественных, присущих кипящему реактору, свойств безопасности.

## РАДИАЦИОННЫЕ ПОСЛЕДСТВИЯ ПРИ ТЕЧАХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

ВК-50 представляет собой действующую установку с исследовательским корпусным кипящим реактором и естественной циркуляцией теплоносителя. Для обоснования проектных решений по реакторам типа АСТ-500, РБМК, ВКТ-12, ВВЭРК-200, ВК-300 и ВВЭРК-500 на реакторной установке ВК-50 в течение длительной эксплуатации (с 1965 г.) проводились исследования различных аспектов безопасности одноконтурной установки с кипением теплоносителя в активной зоне реактора.

Результаты изучения распределения и выхода радиоактивных продуктов при стационарных и нестационарных процессах на реакторе ВК-50 показали, что благоприятными факторами, исключающими взрывы в оборудовании и ограничивающими поступление радиоактивных продуктов в окружающую среду при течах контура теплоносителя, являются

– непрерывное удаление радиолитического водорода из реактора в конденсатор турбины вместе с паром, поэтому концентрация радиолитических газов в паре самого реактора уменьшается при увеличении мощности;

– мгновенное сжигание водорода с эффективностью до 99% °C при перегреве парогазовой смеси не менее чем на 40°C; опыт эффективной и стабильной работы прогретого осущененного катализатора был учтен при создании технологии удаления водорода из защитной оболочки корпуса реактора (П30);

– унос из корпуса реактора с паром азотсодержащих продуктов активации ядер теплоносителя; радионуклиды  $^{16}\text{N}$  ( $T_{1/2} = 7$  с) практически распадаются в паропроводах до турбины (поз. 3 рис. 1), а изотопы  $^{13}\text{N}$  ( $T_{1/2} = 10$  мин), в основном, формируют короткоживущий спектр радионуклидов на выхлопе эжекторов турбины кипящего реактора (поз. 7 рис. 1);

– очень низкое содержание газообразных и негазообразных продуктов деления (кроме радионуклидов йода) в теплоносителе; радионуклиды криптона и ксенона не накап-

ливаются в корпусе реактора вследствие постоянной дегазации и отвода газов из контура теплоносителя эжекторами турбины (до 95%);

– слабая растворимость большинства радиоактивных продуктов коррозии (РПК) в паровой фазе (коэффициенты распределения  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{64}\text{Cu}$ :  $10^{-2}$ – $10^{-4}$ ) и локализация их на взвешенных частицах в корпусе реактора, в котором сосредоточено 97–99% РПК, а в пароконденсатной части контура теплоносителя – лишь 1–3%.

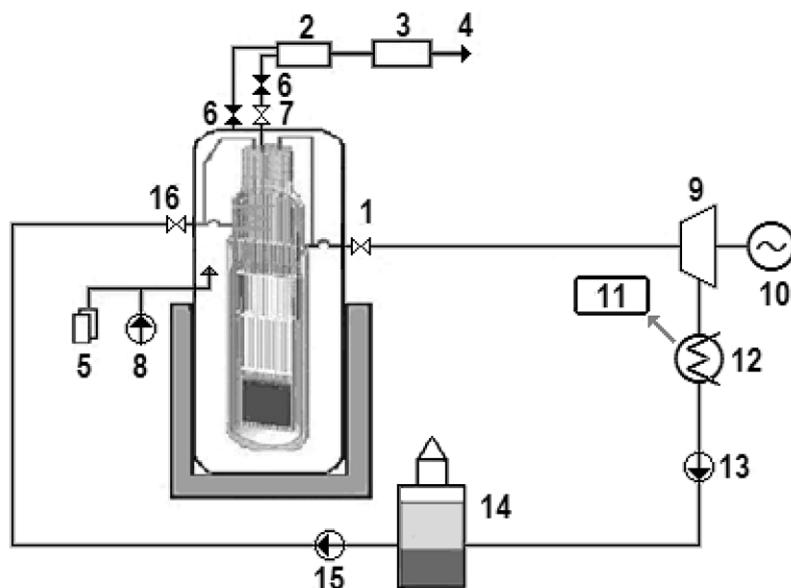


Рис. 1. Системы обеспечения радиационной безопасности и взрывозащищенности: 1 – пар на турбину; 2 – установка каталитического сжигания водорода; 3 – установка подавления активности УПАК-2; 4 – спецвентиляция; 5 – ресивер со сжатым воздухом; 6 – дроссельные клапаны; 7 – отсечная арматура; 8 – компрессор; 9 – турбина; 10 – генератор; 11 – установка сжигания водорода и подавления активности (УПАК-1); 12 – конденсатор; 13 – конденсатный насос; 14 – деаэратор; 15 – питательный насос; 16 – подача воды в реактор

Поскольку при нормальной эксплуатации реакторной установки газообразные радиоактивные вещества постоянно удаляются из контура теплоносителя, а радиоактивные продукты коррозии в большей массе остаются в реакторе, то основным радионуклидом, определяющим радиационную безопасность кипящего реактора при аварии, является  $^{131}\text{I}$ , выходящий из-под оболочек твэлов.

Высокая радиологическая опасность выбросов радионуклида  $^{131}\text{I}$  обусловлена осаждением на почву, поступлением его в организм человека по пищевым цепочкам, аккумулированием в эндокринной системе, большим периодом полураспада ( $T_{1/2} = 8$  сут).

Соединения радионуклидов йода слабо растворяются в паре – после выхода из топливной матрицы осаждаются (сорбируются) на внутренней поверхности оболочек, где и распадаются в процессе кампании. Исходя из этого отрицательным фактором является вымывание радионуклидов йода, накапливающихся под оболочками негерметичных твэлов. При работе реактора выход радионуклидов  $^{131}\text{I}$  в теплоноситель на порядок ниже, чем у криптона и ксенона. В случае разгерметизации контура теплоносителя и резкого снижения давления в реакторе под оболочки негерметичных твэлов попадает реакторная вода. При попадании под оболочку вода испаряется, йод растворяется в паре и от пульсаций давления выталкивается в воду реактора. Как показали эксперименты на ВК-50, при резких и значительных перепадах давления активность радионуклидов йода в воде реактора может вырасти на два порядка в сравнении с уровнем на работающем реакторе (в 500 – 800 раз при 100%-ом выходе из-под оболочек).

Для ограничения распространения  $^{131}\text{I}$  и других радиоактивных веществ в окружа-

## БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

ющую среду на реакторе ВК-50 предусмотрены системы, аналогичные локализующим системам безопасности легководных реакторов типа PWR (ВВЭР) и BWR:

- система прочноплотных боксов (аналог первичной защитной оболочки (ПЗО) или «контейнмента»);
- дренчерная (спринклерная) система орошения атмосферы аварийного помещения;
- система отведения избыточной среды из прочноплотных боксов в вентиляцию;
- аэрозольные тканевые и угольные фильтры очистки вентиляционного воздуха перед выбросом в вентиляционную трубу.

В парогазовой среде ПЗО радионуклиды йода формируются в золи и гидрозоли и поэтому выводятся из атмосферы аварийного помещения при орошении дренчерной системой; измеренный на реакторе ВК-50 коэффициент распределения йода между паром и испаряющейся водой находится в интервале 0,002 – 0,004. Затем из вентиляционного воздуха радионуклиды йода улавливаются на тонковолокнистых фильтрах с коэффициентом очистки, равным пяти.

С учетом особенностей фазового переноса радиоактивности и работы локализующих систем на установке ВК-50 был выполнен расчет радиационных параметров ситуации с разгерметизацией контура теплоносителя. При оценке радиационных последствий были приняты консервативные положения, соответствующие запроектной аварии (табл. 1).

Таблица 1

### **Исходные данные для оценки последствий выбросов радиоактивных веществ при мгновенном разрыве трубопровода на реакторе ВК-50**

Наименование	Значение
<i>Радиационное событие – разрыв питательного трубопровода контура теплоносителя на неотсекаемом от реактора участке</i>	
Доля твэлов с негерметичными оболочками, имеющих среднюю тепловую нагрузку	0,1 %
Кратность повышения удельной активности радионуклидов йода и продуктов коррозии в воде реактора при снижении давления в реакторе	100
Весь исходный теплоноситель выбрасывается из корпуса реактора в разрыв и замещается на воду аварийной подпитки	52 000 кг
Исходная удельная активность йода-131 в воде реактора	0,2 МБк/кг
Исходная активность суммы радионуклидов продуктов коррозии	50 кБк/кг
Суммарная активность газообразных продуктов деления под оболочками негерметичных твэлов, в воде и паре реактора	1,5 ТБк
Доля теплоносителя, переходящего в пар в аварийном помещении	0,3
Доля радионуклидов йода, переходящих из истекающей воды в пар в аварийном помещении	0,01
Доля радионуклидов продуктов коррозии, переходящих из истекающей воды в пар в аварийном помещении	0,1
<i>Из двух систем локализации радиозолей в работе остается либо спринклерная система, либо волокнистые тканевые фильтры</i>	

При полном истечении всей массы исходного теплоносителя, содержащегося в корпусе реактора ВК-50 до начала течи, выброс радиоактивных веществ не приводит к внешнему облучению населения эффективной дозой выше 0,15 мЗв. Таким образом, при запроектной аварии не превышаются радиационные пределы, соответствующие нижнему значению эффективной дозы облучения населения при нормальной эксплуатации источников ионизирующего излучения (1 мЗв/г.) [3].

Результаты расчета максимальных значений выбросов в окружающую среду отдельных радиоактивных веществ приведены в табл. 2.

Таблица 2

**Выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду при течи теплоносителя на реакторной установке ВК-50**

Радионуклид	Значение активности выбросов
Йод-131	0,3 ГБк
Сумма радионуклидов йода	2 ГБк
Сумма радионуклидов ГПД	0,5 ТБк
Сумма радионуклидов продуктов коррозии	6 МБк

При указанном в таблице составе радиобиологическое воздействие на население практически полностью определяется воздействием  $^{131}\text{I}$  через пищевые цепочки. Облучение населения через пищевые цепочки при поверхностном загрязнении почвы  $^{131}\text{I}$  не превышает 0,006 мЗв, а внешнее облучение от облака выброса – 0,001 мЗв. Индивидуальный риск при таком облучении не превысит  $5 \cdot 10^{-7}$ , что ниже предела индивидуального пожизненного риска в условиях нормальной эксплуатации для техногенного облучения населения ( $5 \cdot 10^{-5}$ ) и ниже уровня пренебрежимого риска ( $1 \cdot 10^{-6}$ ) [4].

Непревышение допустимых норм по радиационной безопасности является результатом

- локализации радионуклидов йода спринклерной системой боксов;
- очистки от радиоактивных веществ на аэрозольных тканевых и угольных фильтрах.

Однако оба способа подавления радиоактивности имеют определенные недостатки, которые необходимо учитывать при обосновании безопасности реакторов.

Как показали исследования, герметизация ПЗО приводит к

- технической сложности определения активности в аварийных помещениях в связи с необходимостью обеспечения работоспособности датчиков, работающих внутри помещений с повышенной влажностью;
- образованию гремучей смеси при конденсации истекающего теплоносителя;
- потере фильтрующими элементами адсорбционных свойств.

Недостатком схемы герметичной ПЗО является зависимость работоспособности каталитических рекомбинаторов от влажности газовой смеси. Катализаторы на основе платины, родия, осмия, иридия, рутения или палладия теряют работоспособность при высокой влажности парогазовой смеси. Влажный насыщенный пар конденсируется в порах катализатора, препятствуя проникновению водорода к активной поверхности оборудования и увеличивая вероятность образования гремучей смеси в верхних точках ПЗО. Таким образом, решение проблемы радиационной безопасности при авариях за счет герметичного оборудования приводит к разрушению этого оборудования и выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду.

Для обеспечения взрывобезопасности реакторной установки необходимо отведение истекающего теплоносителя из аварийных помещений через систему утилизации радиоактивных веществ. При этом требуется предварительная осушка конденсирующейся парогазовой смеси, поскольку при 100%-й влажности не только каталитические рекомбинаторы, но и тканевые, а также угольные фильтры практически полностью теряют адсорбционные свойства.

Эти проблемы были исследованы, а их решения практически отработаны на установке ВК-50.

## АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ПРИ АВАРИЯХ

Обеспечение взрывозащищенности установки ВК-50 вентиляцией внутреннего объема боксов связано с разработкой новых подходов к измерениям активности в аварийных помещениях.

Для непрерывного радиационного контроля при авариях была разработана не имеющая аналогов автоматизированная система радиационного контроля (АСРК) при авариях. Система была смонтирована и введена в эксплуатацию в 2004 г. [6].

АСРК при авариях позволяет непрерывно контролировать радиационные параметры в помещениях при авариях путём измерения мощности дозы гамма-излучения от вентиляционных коробов вытяжных систем боксов реакторного оборудования.

При создании системы были учтены экспериментальные и расчетные исследования изотопного состава аварийных выбросов, а также изменения откликов детекторов в зависимости от изменения состава истекающего в разрыв теплоносителя на разных стадиях аварий.

Максимальный выброс теплоносителя происходит сразу после образования течи. В помещениях (ПЗ0) резко возрастают давление (до 0,175 МПа) и температура парогазовой среды (до 115°C). Использованные в АСРК блоки детектирования «Орешник» (БДМГ-08Р) имеют граничные условия работы 50°C, 80% влажности и давление до 120кПа. Поэтому эти детекторы размещены с внешней стороны коробов спецвентиляции, что обеспечивает нормальные условия их работы при аварии.

Таблица 3  
**Рассчитанные значения мощности гамма-излучения около воздуховодов спецвентиляции после массовой разгерметизации оболочек твэлов при тяжелой аварии**

Нуклид	Мощность дозы гамма-излучения, мЗв/ч	Нуклид	Мощность дозы гамма-излучения, мЗв/ч
$^{85m}\text{Kr}$	0,03	$^{138}\text{Xe}$	–
$^{87}\text{Kr}$	0,04	$^{131}\text{I}$	0,002
$^{88}\text{Kr}$	0,06	$^{132}\text{I}$	0,002
$^{89}\text{Kr}$	–	$^{133}\text{I}$	0,002
$^{133}\text{Xe}$	0,7	$^{134}\text{I}$	–
$^{135}\text{Xe}$	0,155	$^{135}\text{I}$	0,001
$^{135m}\text{Xe}$	0,005	$^{137}\text{Xe}$	0,005

В таблице 3 приведены рассчитанные значения мощности гамма-излучения около воздуховодов спецвентиляции от радиоактивных продуктов деления.

Из таблицы видно, что активность выброса определяют изотопы ксенона ( $^{133}\text{Xe}$  и  $^{135}\text{Xe}$ ).

Уставки на срабатывание сигнализации были установлены следующим образом:

- 10 мкЗв/ч в районе датчика – трехкратное увеличение значения мощности дозы от фонового значения, что фиксирует предаварийную ситуацию – появление течи теплоносителя и повышение концентрации радиоактивных продуктов деления в аварийном боксе до 0,05 ГБк/м<sup>3</sup>;
- 500 мкЗв/ч – аварийная уставка – повышение в аварийном боксе концентрации радиоактивных продуктов деления до 0,2 ГБк/м<sup>3</sup> и мощности дозы до 4,3 Зв/ч.

Суммарная объемная активность выбрасываемой в вентиляцию парогазовой смеси определяется как

$$q = (P - P_{\phi}) / S_0,$$

где  $q$  – суммарная объемная активность,  $\text{Бк}/\text{м}^3$ ;  $P$  – значение «мгновенной» мощности дозы гамма-излучения,  $\text{Зв}/\text{ч}$ ;  $P_{\phi}$  – значение фона гамма-излучения в месте размещения детектора при нормальной эксплуатации реактора,  $\text{Зв}/\text{ч}$ ;  $S_0$  – коэффициент преобразования (для датчиков БДМГ-08Р-03 –  $2 \cdot 10^{-13} \text{ Зв} \cdot \text{м}^3/\text{Бк} \cdot \text{ч}$ , для БДМГ-08Р-04 –  $2,5 \cdot 10^{-13} \text{ Зв} \cdot \text{м}^3/\text{Бк} \cdot \text{ч}$ ).

При  $P_{\phi} = 3,6 \text{ мкЗв}/\text{ч}$  мощность дозы в аварийных боксах в 100 раз выше «мгновенных» значений мощности дозы на детекторах, размещенных вблизи вентиляционных коробов.

Было обосновано, что для фиксации и контроля аварии с расплавлением топлива на ВК-50 достаточна установка детекторов с диапазоном измерения до  $10 \text{ Зв}/\text{ч}$ .

Созданная на ВК-50 автоматизированная система радиационного контроля позволяет

- оперативно зафиксировать разгерметизацию контура теплоносителя;
- надежно контролировать развитие аварийной ситуации;
- использовать на реакторах BWR отработанный метод контроля радиационной обстановки при авариях.

## ТЕХНОЛОГИЯ ОПТИМАЛЬНОГО СОЧЕТАНИЯ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ И СИСТЕМ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ

На основании выполненных исследований фазового переноса радиоактивности и отработанных методов эффективного сжигания водорода были разработаны устройства и способы обеспечения безопасности корпусного кипящего реактора при аварии.

Метод оптимального сочетания систем безопасности и нормальной эксплуатации расчетно обоснован экспериментами с конструкционным оборудованием на реакторе ВК-50 и предполагает обеспечение взрывобезопасности и радиационной безопасности за счет постоянного удаления газов в систему очистки и сжигания водорода.

**Взрывобезопасность** при нормальной эксплуатации обеспечивается постоянной вентиляцией замкнутого объема между корпусами реактора и ПЗО (контейнмента) через систему каталитического сжигания водорода (рис. 2). Платиновый катализатор, установленный на сдувочной линии ПЗО, прогрет до температуры  $200 - 220^\circ\text{C}$ . Вентиляция межкорпусного объема организована сжатым воздухом. Подача сжатого воздуха во внутреннее пространство контейнмента в режиме нормальной эксплуатации осуществляется компрессором (поз. 8 рис. 1), при потере электроснабжения – от ресивера (поз. 5 рис. 1). По содержанию радиолитического водорода и радиоактивности в воздушной среде контейнмента осуществляется постоянный контроль герметичности корпуса реактора.

Во время режима «выбег генератора» за счет аккумулированного тепла в контуре теплоносителя (пара, остающегося в трубопроводах и в самом реакторе [8]) осуществляется работа турбоагрегата установки в течение трех минут после срабатывания аварийной защиты [7]. В результате весь водород из реактора вместе с радиоактивными газами отводится в конденсатор (поз. 12 рис. 1), а из конденсатора эжектором – на установку сжигания водорода (поз. 11 рис. 1).

После завершения режима «выбег генератора» организуется автоматический перевод вентиляции парового объема реактора на установку сжигания водорода (поз. 7 рис. 1) с предварительной конденсацией влаги на прямоточном парогенерирующем теплообменнике, расположенному под крышкой реактора (поз. 3 рис. 2). Размещение под

крышкой реактора имеет следующие преимущества: теплообменник и присоединенные к нему трубопроводы находятся в режиме ожидания включения как сухотрубы, т. е. без теплоносителя, что обеспечивает взрывобезопасность системы.

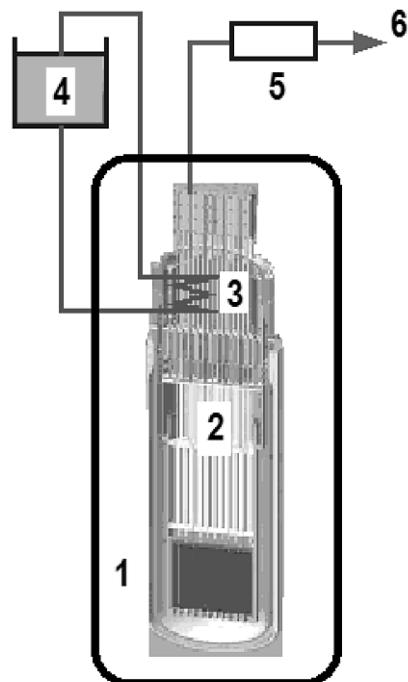


Рис. 2. Система конденсации влаги в парогазовой смеси, направляемой на систему каталитического сжигания водорода: 1 – первичная защитная оболочка (контейнер); 2 – корпусной кипящий реактор; 3 – конденсатор аварийного расхолаживания (теплообменник, расположенный под крышкой реактора); 4 – бак аварийного расхолаживания; 5 – установка сжигания водорода; 6 – к системе подавления радиоактивности (УПАК)

**Радиационная безопасность** при аварии с разгерметизацией корпуса реактора обеспечивается следующим образом.

Во всех режимах эксплуатации вентилируемый в ПЗО воздух направляется на установку подавления активности. Установка УПАК-2 (поз. 3 рис. 1) по принципу действия аналогична установке УПАК-1 (поз. 11 рис. 1), очищающей выбросы после эжекторов турбины.

Установка УПАК-1 постоянно находится в работе и обеспечивает радиационную безопасность при нормальной эксплуатации реактора и во время режима «выбег генератора».

По окончании режима «выбег генератора» в дополнение к постоянной вентиляции внутреннего объема контейнера на систему УПАК-2 переводится сдувка газовой смеси из корпуса реактора (поз. 7 рис. 1).

В случае потери электропитания и остановки холодильной машины системы УПАК-2 радиоактивные газы автоматически перенаправляются на цеолит. Технология осушки газов цеолитовыми адсорберами опробована на практике – цеолит способен осушать влажный газ в течение трех суток.

## ВЫВОДЫ

1. Приведены результаты исследований радиационной безопасности и взрывозащищенности реакторной установки ВК-50.
2. Выявленные особенности фазового переноса радиоактивных веществ и радиоли-

тических процессов позволяют предотвращать взрывы в оборудовании и поддерживать уровень выбросов в окружающую среду в рамках допустимых радиационных параметров.

3. Отработанная на ВК-50 технология позволяет надежно контролировать радиационную обстановку при авариях на корпусных кипящих реакторах с естественной циркуляцией теплоносителя.

4. Обоснованный метод оптимального сочетания систем безопасности и систем нормальной эксплуатации показал принципиальную возможность надежной работы установок сжигания водорода и очистки от радиоактивных веществ при авариях с разгерметизацией контура теплоносителя.

### **Литература**

1. *Akio S. Next-Generation ABWR and Future Nuclear Power Plants / S.Akio, S.Shigeru, F.Toshihiro // Toshiba review.* – 2005. – Vol. 60, N. 2. – P. 14-21.
2. *Concept of a future High Pressure-Boiling Water Reactor (HP-BWR) // Frigyes Reisch Nuclear Power Safety, Department of Physics School of Engineering Sciences KTH, Royal Institute of Technology Stockholm, Sweden Seminar.* – 2007. – Vol. 21, N 6. – P. 2-4.
3. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)»// Российская газета. – 2009. – 11 сентября. – П.3.1.6.
4. Там же. П.2.3.
5. Там же. П.3.1.6.
6. *Курский А.С. Создание автоматизированной системы контроля выбросов РВ при авариях на ИЯУ ВК-50 / А.С. Курский, Д.Ф. Тульников, Е.К. Якшин, В.Д. Кизин / Годовой отчет (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2005г.). – Димитровград: Издание ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2006. – С. 43-44.*
7. *Курский А.С. Корпусные кипящие реакторы для атомной теплофикации / А.С. Курский, В.М. Ещеркин, В.В. Калыгин, М.Н. Святкин, И.И. Семидоцкий // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111, вып. 5. – С. 297-302.*
8. *Курский А.С. Перспективы атомной теплофикации в России / А.С. Курский, В.В. Калыгин, И.И. Семидоцкий // Теплоэнергетика. – 2012. – № 5. – С. 3-9.*

Поступила в редакцию 14.05.2013

### **Автор**

Курский Александр Семенович, главный инженер, кандидат техн. наук  
E-mail: kurSKIY.aleksandr@rambler.ru

УДК 621.039.7

## SUBSTANTIATION OF BOILING WATER REACTORS SAFETY IN CASE OF LARGE SPILLS COOLANT

Kurskij A.S.

High Tech Research Institute of Inorganic Materials (JSC «HTRIIM»).  
5a, Rogova st., Moscow, 123098, Russia

### ABSTRACT

Experimental data of the prototype reactors radiation safety are needed for large-scale deployment of innovative power units at the present stage of nuclear industry. The article is devoted to the results description of radiolytic processes and radiation safety of the VK-50 reactor facility. VK-50 is the reactor with natural circulation of coolant.

The information was obtained by empirical research. Estimated studies of the reactors radiation safety are based on the results of pilot studies.

The article is devoted to the results description of radiation safety of the VK-50 reactor facility. VK-50 is the reactor with natural circulation of coolant. The article describes the features of the catalytic combustion systems in accidents. The feature of phase transfer radioactivity can limit the consequences of severe accidents on the boiling-water reactor.

The unprecedented method is developed for determining the radioactive situation in the emergency box. The technological scheme and the operating conditions prevent the emergencies with explosions in equipment and shut out the accident with outlet of radioactive substances into the environment. The feature of phase transfer radioactivity can limit the consequences of severe accidents with coolant leakage.

The obtained results can be applied to confirmation of safety and to enhancement BWR.

**Key words:** vessel-type boiling water reactor (BWR), radioactive corrosion products, gaseous fission products, radiation monitoring system, radiolysis products, explosive mixture.

### REFERENCES

1. Akio S. Next-Generation ABWR and Future Nuclear Power Plants / S.Akio, S.Shigeru, F.Toshihiro // Toshiba review, 2005, v. 60, no. 2, pp. 14-21.
2. Concept of a future High Pressure-Boiling Water Reactor (HP-BWR) // Frigyes Reisch Nuclear Power Safety, Department of Physics School of Engineering Sciences KTH, Royal Institute of Technology Stockholm, Sweden Seminar, 2007, v. 21, no. 6, pp. 2-4.
3. Sanitarnie normy i pravila «Normy radiacionnoj bezopasnosti-99» [Sanitary rules and norms] Rossijskaya gazeta, Sept. 11, 2009. (in Russian)
4. [Ibid, p.2.3]
5. [Ibid, p.3.1.6]
6. Kurskiy A.S., Tul'nikov D.F., Yakshin E.K., Kizin V.D. Sozdanie avtomatizirovannoy sistemy kontrolya vybrosov RV pri avariakh na IYaU VK-50 [Development of automated control systems of radioactive releases during accidents on the VK-50]. *Godovoy otchet (otchet ob osnovnykh issledovatel'skikh rabotakh, vypolnennykh v 2005 g.)* [Annual report (report on the main research papers made in 2005)]. Dimitrovgrad, 2006, pp. 43-44. (in Russian)
7. Kurskij A.S., Eshcherkin V.M., Kalygin V.V., Semidotskiy S.S. Korpusnie kipyaschie rectorы dlya atomnoy teplofikatsii [Boiling water vessel reactors for nuclear district heating]. *Atomnaya Energiya*. 2012, v. 111, no. 5, pp. 297-302.
8. Kurskij A.S., Kalygin V.V., Semidotskiy S.S. Perspektivnye atomnoy teplofikatsii v Rossii [Prospects of nuclear district heating in Russia]. *Teploenergetika*. 2012, no. 5, pp. 3-9.

### Author

Kurskij Alexandr Semyonovich, Chief Engineer JSC «HTRIIM», Cand. Sci. (Phys.Math.)  
E-mail: kurskiy.aleksandr@rambler.ru.

# РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ АВАРИЙНЫХ РЕЖИМОВ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО КОДА КОРСАР

**И.А. Паршиков, Д.С. Соловьев, С.Л. Соловьев**  
ОАО «ВНИИАЭС», 109507, Россия, г. Москва, Ферганская ул., 25



При реалистических расчетах запроектных аварий, в детерминистских расчетах по вероятностному анализу безопасности, а также для обоснования аварийных инструкций широко применяются коды улучшенной оценки. Нередко для анализа безопасности реакторных установок РБМК используется американский теплогидравлический код улучшенной оценки RELAP5, применение которого приводит к ряду негативных последствий.

Для обеспечения полноценной расчетной поддержки проектирования и сопровождения проектов АЭС с реакторными установками РБМК необходимо использовать отечественные программные продукты. В статье предложен наиболее проработанный и верифицированный теплогидравлический код улучшенной оценки в России – КОРСАР. Для проверки возможности применения кода КОРСАР в расчетах реакторных установок РБМК в рамках проекта TACIS R2.03/97 «Разработка программного обеспечения для анализа безопасности реакторов ВВЭР и РБМК» представлен детальный расчетный анализ поведения реакторной установки в различных аварийных режимах.

Результатом работы стала существенная модернизация кода КОРСАР для обеспечения возможности выполнения расчетного анализа реакторных установок РБМК. Полученные локальные и интегральные параметры свидетельствуют о том, что теплогидравлический расчетный код КОРСАР пригоден для анализа безопасности реакторных установок РБМК.

**Ключевые слова:** аварийный режим, моделирование, обоснование безопасности, теплогидравлический код, реакторная установка.

Расчетные коды, моделирующие теплогидравлические процессы в АЭС, нашли широкое применение в атомной энергетике. Более того, проектирование современных АЭС возможно только с их помощью: они описывают поведение систем АЭС в нормальных условиях эксплуатации и с нарушением этих условий, включая переходные и аварийные режимы. Анализ последних с помощью средств математического моделирования является фундаментом всей системы обоснования безопасности эксплуатируемых и создаваемых АЭС. Постоянное повышение уровня требований к качеству такого обоснования сопровождается необходимостью непрерывного совершенствования расчетных кодов, применяемых для описания сложных взаимосвязанных (имеется в виду связь между нейтронно-физическими, теплогидравлическими, химическими, термомеханическими и другими процессами в реакторной установке) нестационарных явлений.

© И.А. Паршиков, Д.С. Соловьев, С.Л. Соловьев, 2014

Теплогидравлические расчетные коды подразделяются на два больших класса:

- инженерные – для консервативного анализа, например, для оценки максимальной температуры оболочки твэлов в авариях с большой течью;
- так называемые коды улучшенной оценки – для проведения реалистических расчетов, например, для расчета изменения всех основных параметров во времени в процессе аварии.

Основу математической модели инженерных кодов составляют три уравнения сохранения для пароводяной смеси. В кодах улучшенной оценки поведение жидкой и паровой фаз моделируется отдельно. Современные коды улучшенной оценки нашли широкое применение и используются для реалистических расчетов запроектных аварий и детерминистских расчетов для вероятностного анализа безопасности (ВАБ), а также для обоснования аварийных инструкций.

Для анализа безопасности реакторных установок РБМК [1] используется американский теплогидравлический код улучшенной оценки RELAP5. Применение иностранных кодов приводит к ряду негативных последствий. Во-первых, разработанные для расчетов динамики реакторных установок PWR (реакторы с водой под давлением), BWR (кипящие водо-водяные реакторы) зарубежные расчетные коды, естественно, не верифицированы применительно к отечественным объектам атомной энергетики. Во-вторых, ориентация преимущественно на зарубежные расчетные коды приводит к деградации отечественных технологий математического моделирования динамики реакторных установок с легко предсказуемыми негативными последствиями. И наконец, все зарубежные коды переданы в российские организации без права коммерческого использования, что практически исключает возможность включения полученных с их помощью результатов в проектные материалы зарубежных контрактов.

В настоящее время наиболее проработанный и верифицированный теплогидравлический код улучшенной оценки в России – расчетный код КОРСАР. Данный программный комплекс, как и иностранные аналоги, создавался для численного моделирования нестационарных и аварийных режимов реакторных установок ВВЭР, а также для моделирования теплогидравлических экспериментальных установок и стендов с водяным теплоносителем. Первая версия кода КОРСАР/B1.1 аттестована в 2003 г. Федеральным надзором России по ядерной и радиационной безопасности.

Чтобы исключить описанные выше отрицательные моменты, было решено попробовать использовать теплогидравлический расчетный код КОРСАР для анализа безопасности реакторных установок РБМК (принципиально другого типа по сравнению с реакторными установками ВВЭР). Существенным является наличие паровой фазы при нормальных условиях эксплуатации реакторной установки, различные режимы течения теплоносителя, значительная разница номинальных параметров и многое другое. Для корректного описания явлений и процессов, протекающих в реакторной установке РБМК, теплогидравлический расчетный код КОРСАР был модернизирован. Наличие разветвленной сети трубопроводов, большое количество коллекторов и индивидуальность технологических каналов в реакторной установке РБМК предопределили работы, связанные с появлением новых моделей и модулей, например, изменены численные схемы расчета коллекторов, разработана модель барабана-сепаратора и т.д.

Работа выполнялась в рамках международного проекта TACIS R2.03/97, который состоял из двух частей «А» и «В». По части «В» разрабатывались цепочки расчетных кодов для анализа всего разнообразия аварий в реакторных установках РБМК. Полная продолжительность всего проекта близка к десяти годам. Более 100 человек (представители как российских, так и зарубежных организаций) внесли свой вклад в осуществление проекта.

Теплогидравлический расчетный код КОРСАР стал частью проекта TACIS R2.03/97. Для

исследований возможностей кода был задан спектр теплофизических процессов и явлений, имеющих место при авариях реакторных установок РБМК. Чтобы покрыть его полностью, зарубежной стороной были предложены, а российской – одобрены сценарии следующих десяти аварийных режимов.

1. Обесточивание собственных нужд энергоблока (потеря электропитания переменным током).
2. Остановка одного из трех работающих главных циркуляционных насосов (ГЦН) с отказом обратного клапана на напоре ГЦН.
3. Прекращение подачи теплоносителя в один выделенный раздаточный групповой коллектор (РГК).
4. ATWS (anticipated transient without scrams – прогнозируемый переходный режим без срабатывания аварийной защиты реактора). Обесточивание собственных нужд энергоблока (потеря электропитания переменным током).
5. ATWS. Потеря питательной воды.
6. Разрыв полным сечением напорного коллектора ГЦН с отказом обратного клапана на одном РГК.
7. Частичный разрыв РГК.
8. Разрыв трубопровода питательной воды.
9. Разрыв паропровода.
10. Разрыв топливного канала в пределах реакторного пространства.

Для описания указанных режимов разработана расчетная модель реакторной установки РБМК для теплогидравлического кода КОРСАР [2].

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ ОСНОВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ РБМК**

Реакторная установка моделировалась двумя симметричными петлями (одна аварийная половина, другая – неаварийная) от барабана-сепаратора до напорного коллектора ГЦН. Основными элементами являются опускные трубопроводы, всасывающий коллектор (ВК), трубопроводы ГЦН, напорный коллектор (НК), трубопроводы РГК, активная зона и паропроводы. На рисунке 1 приведена нодализационная схема расчетной модели контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) аварийной половины с выделенным РГК.

Блок ГЦН смоделирован из двух параллельных трактов: первый тракт моделирует три работающих насоса (в виде одного объекта) и связанные с ними напорные и всасывающие трубопроводы, включая байпас между напором и всасом ГЦН, а второй тракт – неработающий насос с перекрытой задвижкой на всасе. Для расчетной схемы была выбрана подробная модель описания работы главных циркуляционных насосов, в том числе полностью описана четырехквадрантная характеристика и кривая выбега ГЦН.

Барабаны-сепараторы смоделированы пароводяным сосудом под давлением. Расчетный элемент эквивалентен двум реальным, поэтому является единственным для каждой половины. Система паропроводов смоделирована от барабанов-сепараторов до стопорно-регулирующих клапанов турбогенераторов (СРК) и включает в себя модели главных предохранительных клапанов: БРУ-К (быстродействующая редукционная установка сброса пара в конденсатор турбины), БРУ-Д (быстродействующая редукционная установка сброса пара в деаэратор) и БРУ-ТК (быстродействующая редукционная установка сброса пара в технологический конденсатор). Существует специальная модель питательного узла и линий системы аварийного охлаждения реактора (САОР). Термовая автоматика включает в себя подробное описание регулятора давления в барабанах-сепараторах, воздействующего на СРК турбогенераторов, и регуляторов уровня в барабанах-сепараторах, связанных с подачей питательной воды в каждую половину реактора.

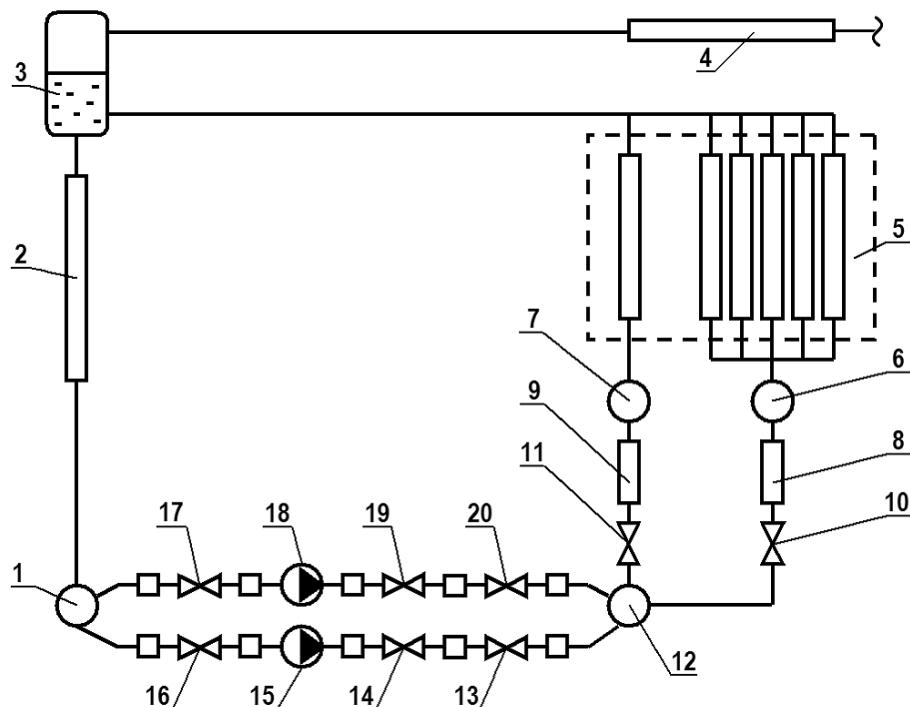


Рис. 1. Нодализационная схема аварийной половины реактора: 1 – всасывающий коллектор; 2 – опускной участок; 3 – барабан-сепаратор; 4 – система паропроводов; 5 – активная зона; 6 – группа РГК; 7 – выделенный РГК; 8 – трубопроводы группы РГК; 9 – трубопроводы выделенного РГК; 10 – обратный клапан группы РГК; 11 – обратный клапан выделенного РГК; 12 – напорный коллектор; 13 – дроссельно-регулирующий клапан на напоре группы ГЦН; 14 – обратный клапан на напоре группы ГЦН; 15 – группа ГЦН; 16 – задвижки на всасе группы ГЦН; 17 – задвижки на всасе неработающего ГЦН; 18 – неработающий ГЦН; 19 – обратный клапан на напоре неработающего ГЦН; 20 – дроссельно-регулирующий клапан на напоре неработающего ГЦН

В основу описания активной зоны реактора было положено допущение о возможности представления всего массива ее каналов ограниченным числом групп эквивалентных каналов. Объединение осуществлялось путем осреднения гидравлических и тепловых характеристик каналов в выбранных диапазонах мощностей, был охвачен весь спектр картограммы мощностей каналов активной зоны. Для расчета различных типов аварийных режимов создано несколько модификаций нодализационных схем активной зоны. Каждая расчетная модель разрабатывалась таким образом, чтобы обеспечить наиболее подробное исследование протекания аварийного процесса при отказах различного оборудования. Все отличия моделей связаны с компоновкой активной зоны реактора, а именно, с количеством эквивалентных каналов в аварийной половине реактора (половине с большей мощностью). Вся неаварийная половина реактора моделировалась одним эквивалентным каналом средней мощности.

Модель эквивалентного топливного канала активной зоны (ТК) состоит из 20-ти элементарных объемов по высоте, общее число нодов в тракте технологического канала от РГК до барабанов-сепараторов составило 54. Реальные элементы конструкций канала сгруппированы в тепловые структуры теплогидравлического кода KOPCAP следующим образом: топливо и оболочка твэла объединены в «топливо», канальная труба, кольца ТК и графит – в «графит», центральная трубка представлена отдельным элементом. Мощность и удельные поверхности теплообмена каждой тепловой структуры масштабировались согласно количеству топливных каналов в составе модели эквивалентного. В модели принята высотная эпюра энерговыделения с максимумом в нижней час-

ти активной зоны и соответствующим коэффициентом неравномерности энерговыделения по высоте.

Для предоставления объема выполненной работы и глубины проделанных исследований в этой статье в качестве примера приведен один из десяти расчетных анализов – результаты расчета режима «Прекращение подачи теплоносителя в один выделенный раздаточный групповой коллектор».

## ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТА

Исходное событие – внезапное мгновенное прекращение подачи теплоносителя из напорного коллектора ГЦН в один РГК. Технологические каналы РГК остаются без штатной подачи теплоносителя на вход РГК от ГЦН. Несмотря на блокировку расхода через входное сечение РГК, без перерыва во времени обеспечивается подача теплоносителя в этот коллектор и, следовательно, в каждый подключенный к нему технологический канал через перемычку между напорным коллектором ГЦН и коллекторами САОР.

Причиной блокировки расхода через входное сечение РГК может быть только попадание постороннего предмета в КМПЦ. Следует отметить, что на входе в каждый РГК установлен пластинчатый фильтр с шириной щелей 1 мм и проходным сечением, в пять раз превышающим проходное сечение ограничителя течи. Сами пластины в случае разрушения фильтра по своим геометрическим размерам не способны перекрыть отверстие диаметром ~150 мм. Поэтому такая ситуация считается запроектной, а блокировка входного сечения РГК постулируется.

В расчетной модели реакторной установки применительно к данному конкретному расчету предполагалось выделение в аварийной петле одного РГК с присоединенными к нему технологическими каналами разной мощности. При моделировании принималось, что именно к выделенному РГК подключены два технологических канала максимальной мощности (2,9 МВт). В сделанных допущениях консервативно предполагалось, что аварийный РГК обладает максимально возможной при рассматриваемой загрузке мощностью. В итоге тракт циркуляции аварийной половины активной зоны реактора моделировался шестью эквивалентными каналами. Первые пять моделировали тракт циркуляции аварийного РГК, а шестой – все остальные РГК аварийной половины. Неаварийная половина представлена одним эквивалентным каналом.

## ОСОБЕННОСТИ СЦЕНАРИЯ АВАРИИ

Не формировалась команда на автоматическое срабатывание аварийной защиты реактора. В зависимости от величины роста температур твэлов и канальных труб протекание аварийного процесса может происходить без разгерметизации канальных труб и с разгерметизацией. В первом случае до глушения реактора оператором установка продолжает работать на номинальной мощности, причем в каналах аварийного РГК имеет место резкое ухудшение режима охлаждения, возможно нарушение герметичности твэлов. Во втором случае остановка реактора выполняется защитой по росту давления в реакторном пространстве до 750 кгс/м<sup>2</sup>, инициализация которой происходит после разрушения канальной трубы. Предполагается, что разрыв канала аварийного РГК происходит после достижения температуры канальной трубы значения 650 °C. До срабатывания аварийной защиты мощность остается номинальной. После сброса аварийной защиты и снижения мощности реактора до 30% от номинальной автоматически прикрываются дроссельно-регулирующие клапаны (ДРК) на напоре всех работающих ГЦН. Расход через каждый ГЦН снижается до 6500 м<sup>3</sup>/ч. Принимается, что сигналы для инициирования автоматического включения САОР не формируются.

При разрыве канальной трубы формируются две независимые команды на срабатывание блока аварийной защиты (БАЗ) и аварийной защиты АЗ-1 по сигналу повышения

давления в реакторном пространстве (РП) до  $750 \text{ кгс}/\text{м}^2$ . В расчетной модели принимается: время достижения уставки по давлению в РП равно двум секундам, аппаратная задержка на срабатывание БАЗ равна 1,2 секунды.

Подробное моделирование отклика параметров реакторной установки происходило на протяжении десяти минут после начала аварии.

## АНАЛИЗ ПОЛУЧЕННЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ

На рисунках 2 – 5 приведен отклик интегральных параметров реакторной установки.

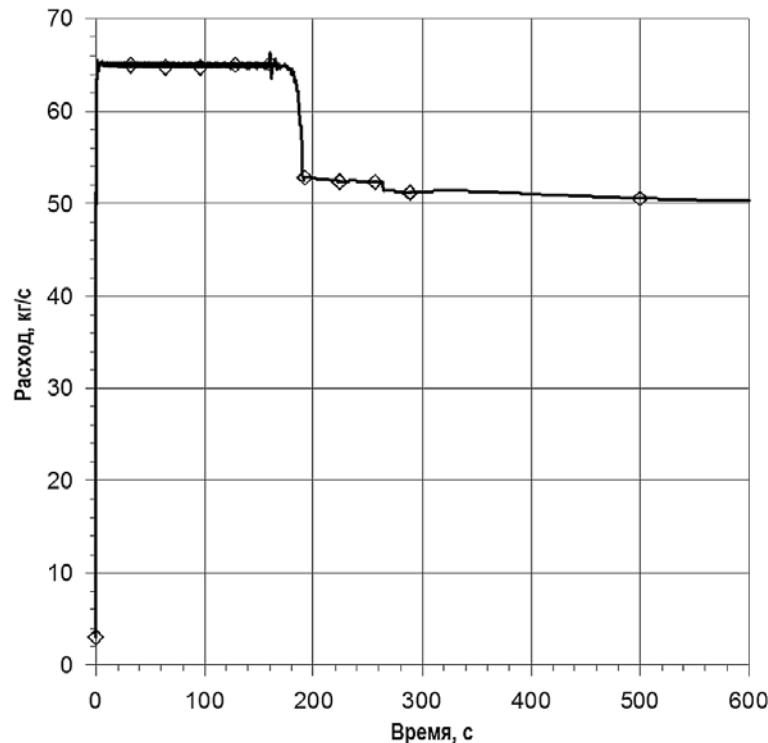


Рис. 2. Расход через перемычку НК ГЦН – коллекторы САОР

После блокировки РГК расход воды через перемычку (рис. 2) вырос с 18 до 65 кг/с и сохранялся постоянным до момента разрыва каналов мощностью 2,9 МВт, причем до блокировки 18 кг/с распределялись на все 22 РГК, а после блокировки весь расход (64 кг/с) поступал в аварийный РГК. Это связано со значительным снижением давления в заблокированном РГК относительно неаварийных коллекторов (рис. 3). При этом дополнительного перетока теплоносителя из неаварийных РГК в заблокированный РГК не происходило благодаря установленным обратным клапанам на трубопроводах подачи воды САОР (из коллекторов САОР) в каждый РГК. Давление в барабане-сепараторе поддерживалось постоянным за счет работы регулятора вплоть до момента сброса аварийной защиты. Давление в заблокированном РГК в первый момент снизилось с 8,3 до 7,2 МПа, тогда как в неповрежденных РГК сохранялось практически на том же уровне (рис. 3).

После снижения давления в барабане-сепараторе (БС) до  $67 \text{ кгс}/\text{см}^2$  начали закрываться СРК обоих турбогенераторов (ТГ) в режиме ускоренной разгрузки ТГ. Ускоренная разгрузка продолжилась до появления холостого хода ТГ по сигналу БАЗ (АЗ-1).

После того как давление в БС снизилось до  $60 \text{ кгс}/\text{см}^2$ , появился сигнал на закрытие стопорных клапанов ТГ-1. Как только давление в БС снизилось до  $55 \text{ кгс}/\text{см}^2$ , стопорные клапаны ТГ-1 закрылись. Переход регулятора уровня в парный режим регулирования произошел по сигналу БАЗ (АЗ-1).

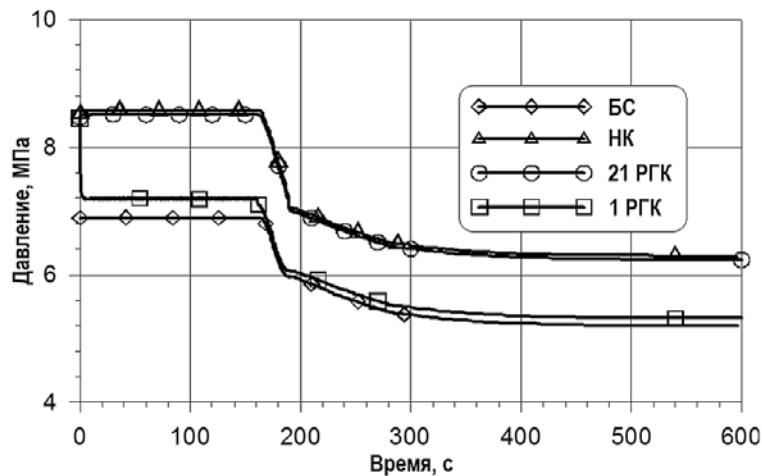


Рис. 3. Давление в аварийной половине

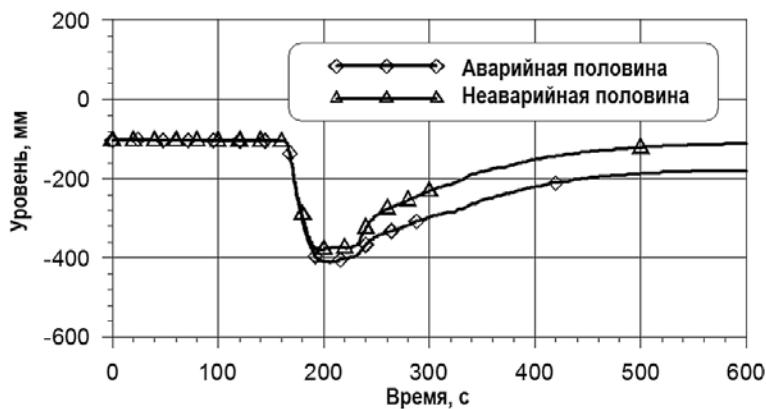


Рис. 4. Показания уровнемеров барабан-сепараторов обеих половин

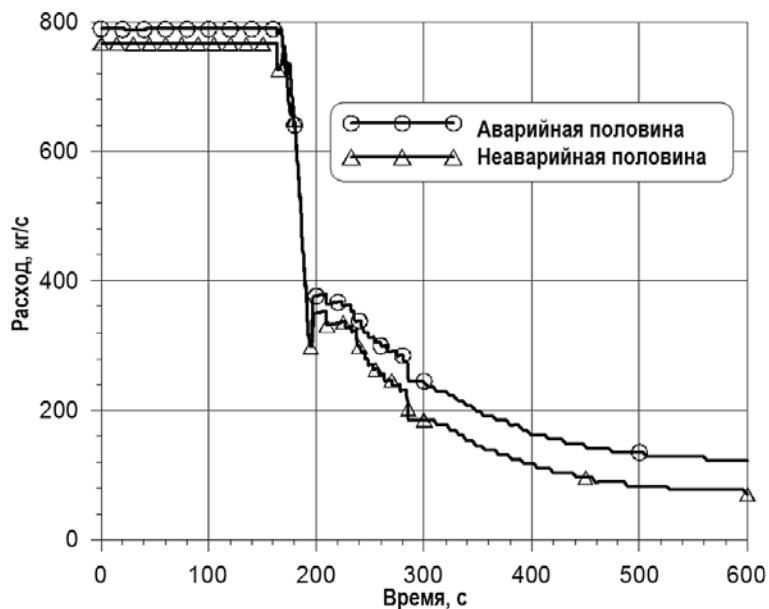


Рис. 5. Полная подача воды ПЭН по половинам реакторной установки

В целом блокировка РГК не оказала заметного влияния на интегральные параметры

установки. Давление в БС (рис. 3), уровень (рис. 4), расход питательной воды (рис. 5), отбор пара через СРК ТГ остались на уровне номинальных параметров. Немного снизился расход по контуру в аварийной половине. Срабатывание аварийной защиты спустя 3,2 с после разрыва каналов привело к снижению давления в контуре, а также к снижению уровня в БС (рис. 4), к прекращению отбора пара на ТГ, к включению в работу БРУ-Д, БРУ-ТК. Регулятор уровня привел расход воды, подаваемый в контур, в соответствие с отбиаемым через БРУ паром и потерями теплоносителя через разрыв, а также восстановил уровень в БС.

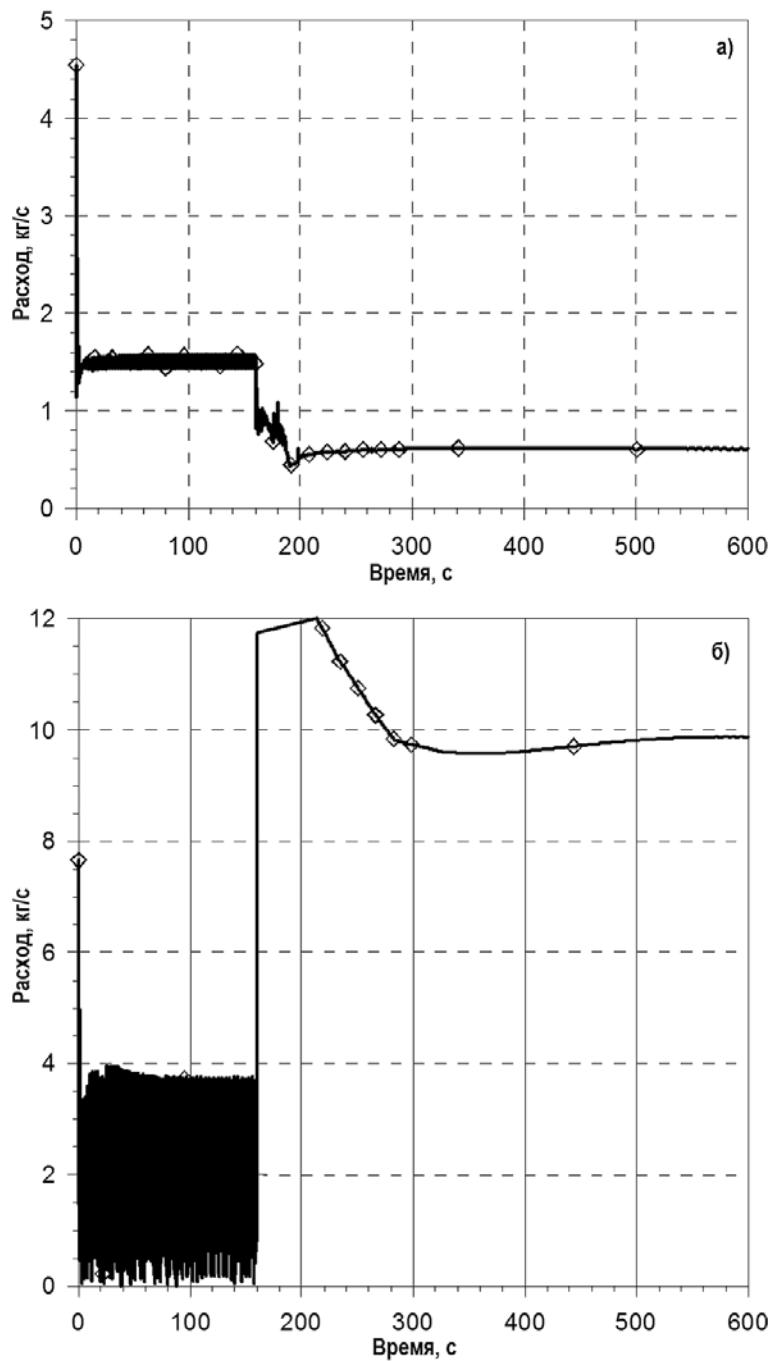


Рис. 6. Расходы на входе в канал 1.4 МВт аварийного РГК (а) и на входе в канал 2.9 МВт аварийного РГК (б)

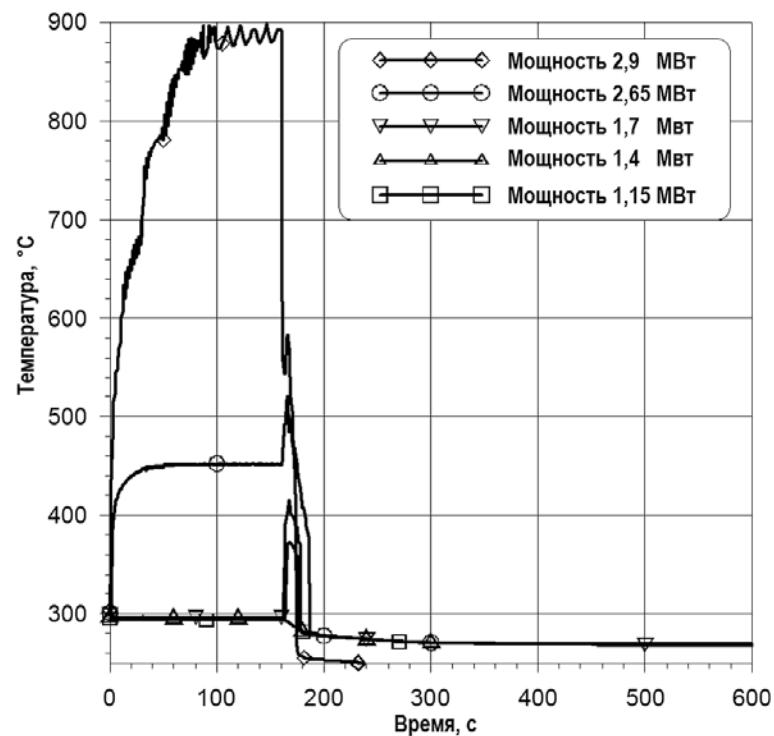


Рис. 7. Максимальная температура оболочек твэлов в каналах заблокированного РГК

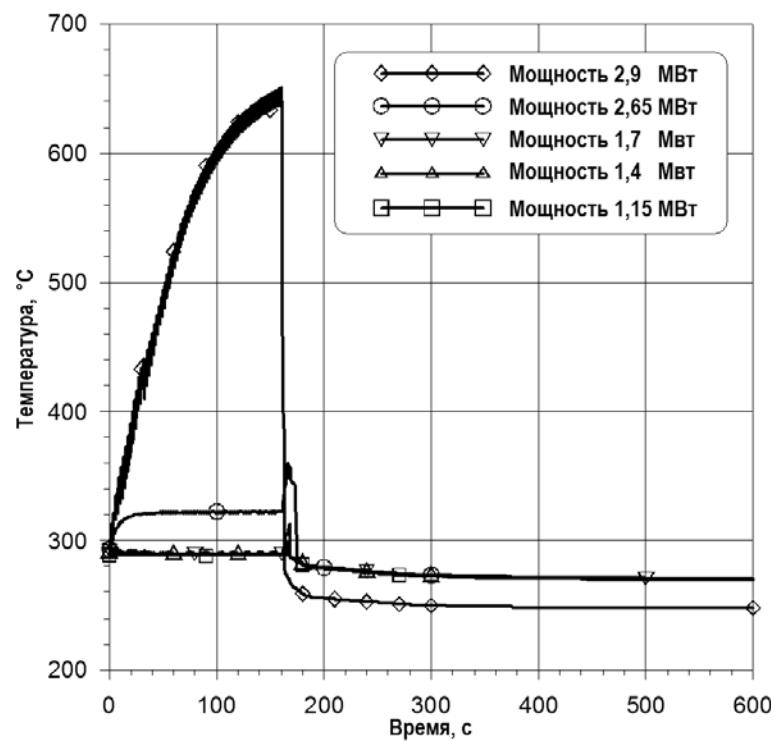


Рис. 8. Максимальная температура трубы в каналах заблокированного РГК аварийной половины

На рисунках 6 – 8 приведен отклик локальных параметров реакторной установки.

Снижение расхода через аварийный РГК привело возникновению незатухающих колебаний расхода во всех группах каналов, подключенных к этому РГК (рис. 6). Снижение расхода при постоянной мощности реактора отклинулось ростом паросодержания и увеличением сопротивления каналов, которое еще больше снизило расход и, наоборот, при небольшом увеличении расхода через канал паросодержание в нем уменьшилось, упало сопротивление канала, что вызвало дальнейший рост расхода. При определенном сочетании мощностей и сопротивлений запорно-регулирующего клапана (ЗРК) в параллельных каналах, подключенных к аварийному РГК, указанные связи расхода, паросодержания и гидравлического сопротивления приводят к развитию автоколебаний расхода, т.е. к развитию гидродинамической неустойчивости. Эта картина наблюдается в расчете. Амплитуда колебаний возрастала с увеличением мощности канала. Существенное снижение расхода через каналы заблокированного РГК (рис. 6) привело к росту температуры твэлов и труб ТК этого РГК (рис. 7, 8). Колебания в этих каналах еще более усугубили отрицательное воздействие сниженного расхода на температурный режим ТК.

Достигаемая в ходе разогрева максимальная температура оболочек твэлов в каналах максимальной мощности 2.9 МВт достигла значения 881°C. Канальные трубы этих каналов разогрелись до температур, принятых в качестве критерия разрыва канальной трубы (650°C) в течение 160 секунд после блокировки РГК. Температуры остальных каналов не достигли опасных величин. Разрыв каналов максимальной мощности привел к дополнительному снижению расходов в других каналах аварийного РГК, вызвал их разогрев, который был приостановлен срабатыванием аварийной защиты. Максимальная температура, достигаемая в ходе этого разогрева, наблюдалась в каналах мощностью 2.4 МВт и составила 523°C для оболочек твэлов и 362°C для канальной трубы. Сброс мощности на 165 секунде аварийного процесса (через 3.2 с после разрыва) стабилизировал расходы в аварийном РГК.

Расход на входе в канал средней мощности неаварийной половины в начале исследуемого процесса находился на уровне 6,5 кг/с. Сброс мощности на 165-й секунде аварийного процесса (через 3,2 с после разрыва) стабилизировал расходы в неаварийном РГК до ~5,4 кг/с. Объемное паросодержание через эквивалентную группу каналов зависит от расхода и по характеру изменения повторяет последний. Температуры оболочек твэлов и стенок канальной трубы в канале средней мощности неаварийной половины снизились после сброса мощности и приняли постоянные значения примерно к 300-й секунде расчета.

## ВЫВОДЫ

Результатом описанной работы стала существенная модернизация теплогидравлического расчетного кода KOPCAR для обеспечения возможности выполнения расчетного анализа реакторных установок РБМК: введен блок расчета поперечных связей, существенно облегчающий работу по составлению и модернизации существующей топологии; внедрена модель газового контура для детального учета процессов теплопереноса в графитовой кладке реактора; изменена расчетная схема в узлах соединения нескольких трубопроводов с целью корректного описания и учета коллекторного эффекта; выявлена необходимость разработки модели барабана-сепаратора и т.д.

Результаты проведенных расчетов свидетельствуют о возможном использовании отечественного теплогидравлического кода KOPCAR для анализа безопасности реакторных установок РБМК. Детальный анализ поведения локальных и интегральных параметров показал, что код удовлетворительно описывает поведение реакторной установки при отказах оборудования различного рода, при исследовании аварий

типа LOCA (loss of coolant accident – авария с потерей теплоносителя) с наложением единичного отказа, аварийных режимов типа ATWS.

### **Литература**

1. Доллежаль Н.А., Емельянов И.Я. Канальный ядерный энергетический реактор. – М.: Атомиздат, 1980. – 208 с.
2. Кузин А.В., Миронов Ю.В., Москалев А.М., Паршиков И.А., Соловьев С.Л. Разработка расчетной модели РБМК по коду KOPCARE. Сборник тезисов докладов научно-технического семинара «Оценка экспериментальных данных и верификация расчетных кодов», – г. Сосновый Бор, 2004.

Поступила в редакцию 07.11.2013 г.

### **Авторы**

Паршиков Игорь Александрович, главный специалист  
E-mail: parshikov@get.vniiae.sru

Соловьев Дмитрий Сергеевич, ведущий научный сотрудник  
E-mail: sds@vniiae.sru

Соловьев Сергей Леонидович, начальник центра, доктор техн. наук  
E-mail: ssoloviev@vniiae.sru

УДК 621.039.526.034

## ACCIDENT ANALYSIS OF REACTOR FACILITY BY USING THERMAL HYDRAULIC CODE KORSAR

Parshikov I.A., Soloviev D.S., Soloviev S.L.

Joint stock company «All-Russian Scientific Research Institute for Nuclear Power Plant Operation»(JSC «VNIIAES»). 25, Ferganskaya st., Moscow, 109507 Russia

### ABSTRACT

At realistic modeling in safety assessment, deterministic calculations for probabilistic safety analysis and for justify the accident instructions are widely used best estimate codes. Using American best estimate thermal hydraulic code RELAP5 for safety analysis of RBMK reactor facility leads to a number of negative consequences.

To provide a complete calculation design support of NPP project with RBMK reactor facility is necessary to use domestic codes. This paper proposes the most researched and verified best estimate thermal hydraulic code in Russia – the code KORSAR. To test the possibility of using the code KORSAR in the calculations RBMK reactor facilities in project TACIS R2.03/97 «Software Development for Accident Analysis of VVER and RBMK Reactors in Russia» was fulfilled a detailed calculation analysis of dynamic of the reactor facility in different accidents.

Result of this work is substantial upgrading of code KORSAR to enable the implementation of the safety analysis of the RBMK reactor facility. Received local and integral parameters indicate that the thermal hydraulic code KORSAR suitable for safety analysis of RBMK reactor facility.

**Key words:** accident, modeling, safety analysis, thermal hydraulic code, reactor facility.

### REFERENCES

1. Dollezal' N., Emel'yanov I. *High Power Channel-type Reactor*. Moscow, Atomizdat Publ. 1980. 208 p. (in Russian).
2. Kuzin A.V., Mironov Yu. V., Moscallyov A.M., Parshikov I.A., Soloviev S.L. *Developing computational model RBMK by using code KORSAR*. Abstracts of the Scientific and Technical Seminar «Evaluation of experimental data and verification of computer codes». Sosnovy Bor, 2004. (in Russian).

### Authors

Parshikov Igor' Aleksandrovich, Chief Specialist

E-mail: parshikov@get.vniiaes.ru

Soloviev Dmitriy Sergeevich, Leading Researcher

E-mail: sds@vniiaes.ru

Soloviev Sergey Leonidovich, Deputy Head of Department, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: ssoloviev@vniiaes.ru

# РАЗРАБОТКА МНОГОТОЧЕЧНОЙ АКУСТОЗОНДОВОЙ СИСТЕМЫ ДИАГНОСТИКИ ДВУХФАЗНОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**В.И. Мельников, В.В. Иванов, И.А. Тепляшин, А.В. Логинов\*,**

**Д.И. Шмелев\***

*Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева,  
г. Н.Новгород*

*\*ОАО «Опытное конструкторское бюро машиностроения «Африкантов»,  
г. Н.Новгород*



Разработана система диагностики двухфазного водовоздушного потока, основанная на методе акустического зондирования. Созданная система позволяет изучать распределение истинного объемного газосодержания по сечению прямоугольного канала 100×100 мм при различных углах его наклона от вертикали. С ее помощью можно оценивать дисперсность и скорость перемещения газовых включений, а также режимы течения потока. Система состоит из перемещаемого восьмиточечного зонда, управляемого при помощи компьютера дистанционно, электронного блока и персонального компьютера с программой обработки данных. Выполнена калибровка измерительной системы дилатометрическим методом при вертикальном положении канала. Показано, что среднеквадратичное относительное отклонение газосодержания от эталонных значений не превышает 2% в диапазоне газосодержаний 0 – 12%. Выполнены расчетные оценки измеренных значений газосодержания в сравнении с известными зависимостями модели потока дрейфа.

**Ключевые слова:** акустическое зондирование, двухфазные потоки, объемное газосодержание, измерительная система, пассивная система аварийного расхолаживания,

## ВВЕДЕНИЕ

Одним из важных направлений повышения безопасности ЯЭУ является внедрение пассивных систем аварийного расхолаживания активной зоны, основанных на естественной циркуляции теплоносителя (ЕЦ). Главным их преимуществом является полная автономность от внешних источников энергии. В процессе работы таких систем при понижении давления в системе теплоноситель вскипает, что, с одной стороны, способствует развитию ЕЦ, а с другой, может приводить к неустойчивости циркуляции и даже ее опрокидыванию. Контур аварийного расхолаживания может состоять из труб различного геометрического размера, иметь горизонтальные и наклонные участки. При проектировании системы охлаждения необходима информация об особенностях движения двухфазного потока теплоносителя в трубах.

Вместе с тем, сведения о поведении двухфазного потока в горизонтальных и вертикальных трубопроводах скучны, а в наклонных – практически отсутствуют.

Разработанная система диагностики двухфазного потока теплоносителя на основе метода акустического зондирования [1] предназначена для исследования распределения газосодержания в сечении канала. Система имеет восьмиточечный зонд, управляемый с помощью персонального компьютера. Для измерения газосодержания в сечении канала разработано специальное устройство, позволяющее измерять газосодержание в сечении канала 100×100 мм при различных углах наклона канала от вертикали.

© В.И. Мельников, В.В. Иванов, И.А. Тепляшин, А.В. Логинов, Д.И. Шмелев, 2014

ния истинного объемного газосодержания и дисперсности газовой фазы по сечению в канале при разных углах наклона, при давлении, близком к атмосферному, и различных расходах жидкой и газовой фаз.

### КОНСТРУКТИВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ СИСТЕМЫ ДИАГНОСТИКИ

Основным элементом разработанной системы является измерительная ячейка прямоугольного сечения (100x100мм), оснащенная акустозондовым датчиком и электронным блоком. Управление процессом измерений и обработки данных осуществляется при помощи персонального компьютера. Измерительная ячейка с датчиком, устройство перемещения и платы электронного блока установлены на общей платформе. Измерительная ячейка изготовлена с возможностью встраивания в экспериментальный канал (рис. 1).

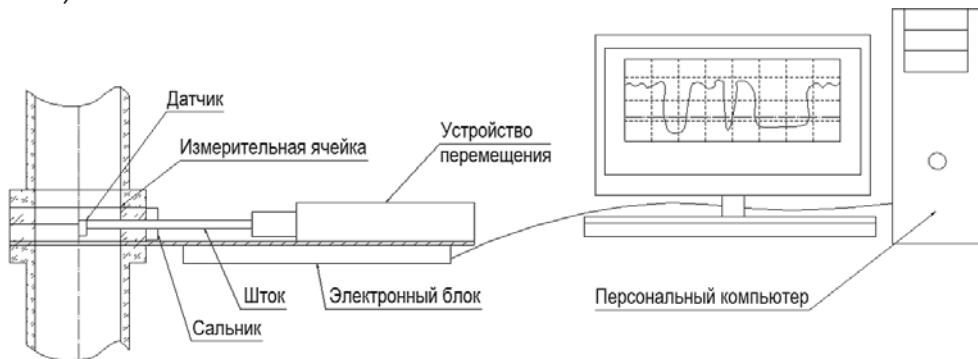


Рис. 1. Общая схема системы диагностики газожидкостного потока

Датчик представляет собой устройство из восьми акустических зондов, позволяющих контролировать такое же число локальных объемов двухфазной среды, состоящей из жидкости с газовыми включениями различного размера.

Зонды расположены в ряд на кронштейне на расстоянии 12 мм друг от друга. Кронштейн закреплен на штоке, уплотняемом сальником и приводимом в движение электро-приводом по командам от персонального компьютера. В системе предусмотрено измерительное устройство для определения положения зондов в потоке (рис.2).

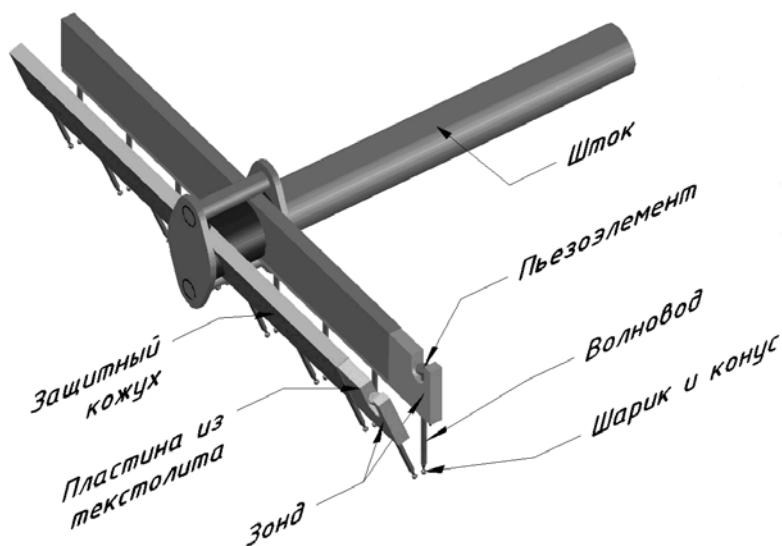


Рис.2. Конструкция акустозондового датчика

Каждый из зондов состоит из пары акустических волноводов диаметром 0,8 мм и длиной 20 мм. К волноводам с одной стороны прикреплены пьезоэлементы диаметром 2 мм, толщиной 0,8 мм, на другой стороне волноводов сформированы конусы высотой 5 мм с шариками на вершине диаметром 0,8 мм. Волноводы зонда расположены под углом около  $20^\circ$  друг к другу так, чтобы шарики находились на расстоянии около одного миллиметра друг от друга, формируя, таким образом, контролируемый объем.

Волноводы зондов закреплены в двух пластинах из стеклотекстолита, расположенных друг против друга, причем на одной пластине установлены излучающие волноводы, а на второй – приемные. Соединительные провода с обкладок пьезоэлементов выводятся через шток.

В процессе работы зонда на излучающий пьезоэлемент подаются электрические импульсы. Генерируемые им ультразвуковые волны через волновод возбуждают осциллирующие колебания шарика и передаются в среду. Если контролируемый объем заполнен жидкостью, то акустические сигналы достигают шарика второго волновода и заставляют его осциллировать. Затем акустические сигналы по волноводу поступают к приемному пьезоэлементу, где преобразуются в электрические сигналы и подаются на вход электронного блока. При попадании в контролируемый объем газовой фазы прием сигналов прекращается, что фиксируется электронной измерительной схемой. Принятые сигналы оцифровываются и передаются в компьютер.

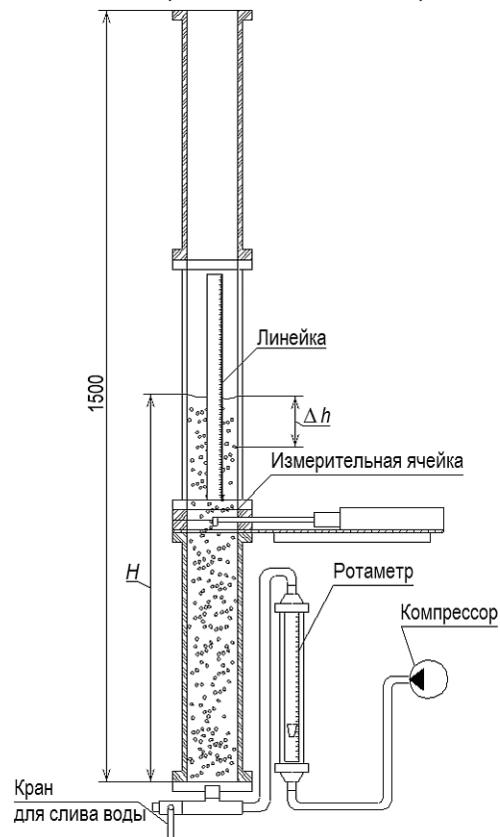


Рис.3. Экспериментальная установка

Экспериментальная установка состоит из вертикального канала прямоугольного сечения ( $100 \times 100$  мм), изготовленного из оргстекла (рис.3). Предусмотрена возможность наклона канала от вертикали на любой произвольный угол, вплоть до горизонтального положения.

Канал составлен из трех участков общей высотой 1500 мм. Измерительная ячейка установлена на высоте 500 мм в виде вставки между фланцевыми соединителями. Снизу канала организован подвод сжатого воздуха из компрессора. Расход воздуха определяется ротаметром. Для контроля уровня среды предусмотрена измерительная линейка, размещенная вдоль канала.

### КАЛИБРОВКА СИСТЕМЫ

Для определения погрешности измерений истинного объемного газосодержания двухфазной среды при помощи созданной системы использовалась методика сравнения результатов измерений, полученных с использованием системы диагностики, с данными дилатометрического метода в режиме барботажа. Положение канала выбрано вертикальное.

Истинное объемное газосодержание при барботаже столба жидкости газом определяется как доля объема двухфазной среды, занятой газовой фазой:

$$\varphi_d = \Delta h / H, \quad (1)$$

где  $\Delta h$  – приращение уровня среды за счет барботажа;  $H$  – уровень столба жидкости с газовой фазой в процессе барботажа.

При проведении калибровки в измерительный канал, заполненный водой до отметки 700 мм, снизу подавался воздух. Вследствие вслучивания верхняя граница воды смешалась вверх до уровня  $H$ . Среднее объемное газосодержание  $\varphi_d$  вычислялось по приращению уровня на величину  $\Delta h$  по формуле (1).

Измерение среднего по сечению газосодержания методом акустического зондирования осуществлялось за счет сканирования сечения канала 8-точечным датчиком и последующим усреднением данных:

$$\varphi_a = (\sum \alpha_i) / n, \quad (2)$$

где  $\alpha_i$  – истинное локальное газосодержание в  $i$ -й точке сечения канала;  $n$  – число точек измерения (обычно 64).

Время выдержки зондов в точке измерений составляло 30 с.

Результаты проведенных измерений приведены на рис. 4. Опыты проводились в диапазоне газосодержания от 0 до 12%. Это связано со значительным размыванием верхней границы уровня воды при больших расходах воздуха вследствие коалесценции пузырей и возникновения неустойчивости их движения в канале из-за его относительно большого сечения, что не позволило адекватно определить величину  $H$ .

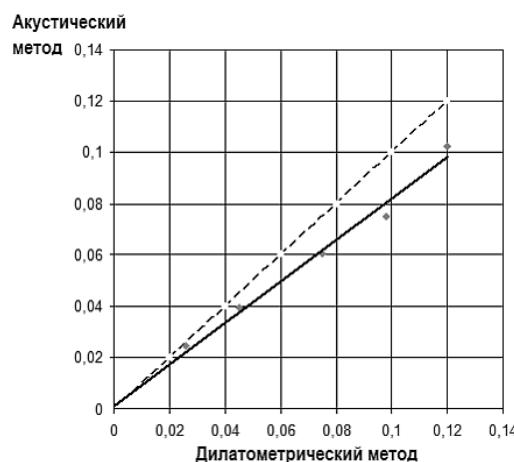


Рис. 4. Результаты измерений методом акустического зондирования по сравнению с данными дилатометрии. Пунктиром показаны результаты корректировки данных по формуле (3)

Принимая дилатометрический метод измерений за эталонный, мы выполнили коррекцию данных акустических измерений при помощи линейной функции.

Корректировочная формула имеет вид

$$\phi_k = -0.05 + 1.18\phi_a . \quad (3)$$

В результате среднеквадратичное относительное отклонение откорректированных данных от эталонных не превышает 2%.

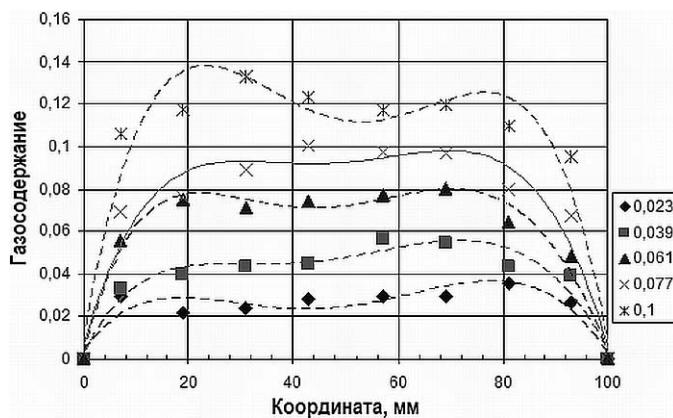


Рис. 5. Распределение газосодержания по сечению канала

На рисунке 5 приведены результаты измерения распределения объемного газосодержания по сечению канала при разных расходах воздуха (справа на графике указаны значения среднего газосодержания, полученные дилатометрическим методом).

Характерная форма распределения в виде двугорбой кривой является типичной для каналов относительно большого диаметра и обусловлена торможением пузырьков у стенки канала.

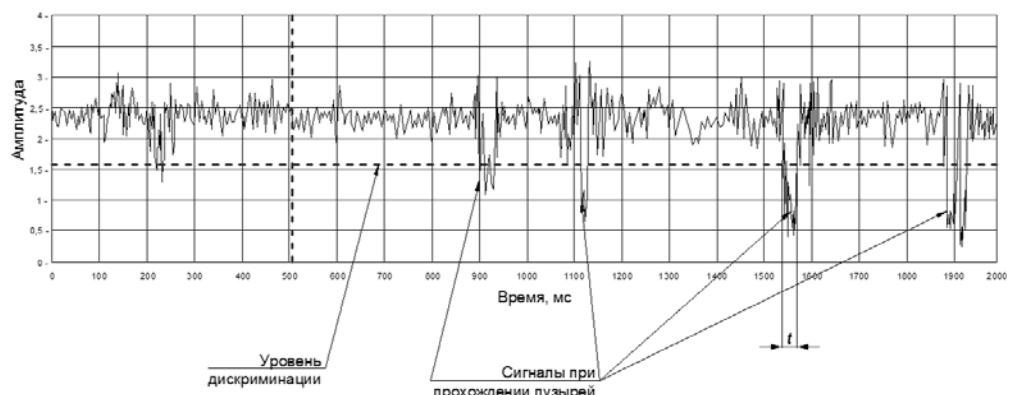


Рис. 6. Типичная форма сигналов на выходе зонда в пузырьковом потоке

Для определения дисперсности двухфазного потока, в нашем случае характерных размеров газовых включений, используется временной анализ сигналов на выходе зондов (рис. 6). При движении двухфазного потока амплитуда сигнала меняется в диапазоне амплитуд от максимальной (жидкая фаза) до минимальной (газовая фаза) [2]. Это вызвано попаданием движущихся газовых образований в контролируемый объем зонда, прерывающих прохождение ультразвуковых импульсов от излучателя к приемнику. Относительно небольшие колебания амплитуды сигнала обусловлены интерференцией акустической волны от поверхности пузырьков. Очевидно, чем больше длительность прерывания, тем больше размер пузыря.

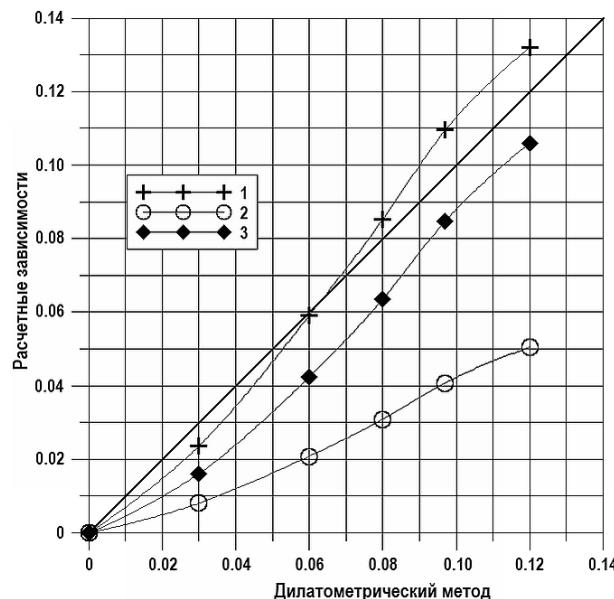


Рис. 7. Результаты расчетов объемного газосодержания по различным методикам: 1 – [3]; 2 – [4]; 3 – [5]

Нами были выполнены расчетные оценки истинного объемного газосодержания по данным измерения расхода воздуха, подаваемого в канал, с использованием известных зависимостей модели потока дрейфа [3 – 5]. Результаты приведены на рис. 7.

Из приведенного графика следует, что при барботаже зависимость [3] дает значения, наиболее близкие к результатам нашего эксперимента.

Предполагается продолжить исследования движения двухфазного потока в наклоненных каналах при различных расходах воды и воздуха.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана система диагностики двухфазного потока, позволяющая проводить исследования двухфазного теплоносителя в канале прямоугольного сечения 100x100мм с изменяемым углом наклона (вертикально, наклонно и горизонтально). Предусмотрена возможность измерения распределения газосодержания по сечению канала, а также дисперсности потока.

Основной частью системы является датчик с восемью акустическими зондами, перемещаемый по сечению канала дистанционно управляемым устройством. Функции позиционирования датчика, съема и предварительной обработки информации осуществляют персональный компьютер.

Относительная погрешность измерений истинного объемного газосодержания в сравнении с дилатометрическим методом находится в пределах 2% в диапазоне газосодержаний от 0 до 12%.

## Литература

1. Мельников В.И., Дробков В.П., Контелев В.В. Акустические методы диагностики газо-жидкостных потоков. – М.: Энергоатомиздат, 2006, – 351 с.
2. Мельников В.И. и др. Исследование акустической проводимости водяного теплоносителя высоких параметров при его вскипании// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №1. – С. 70-75.
3. Kataoka I., Ishii M. Drift Flux Model to Large Diameter Pipe and New Correlation for Pool Void Fraction// Int. J. Heat Mass Transfer. – 1987. – V. 30. – №9. – P. 1927.

4. *Лабунцов Д.А., Корнюхин И.П., Захарова Э.А.* Паросодержание двухфазного адиабатного потока в вертикальных каналах // Теплоэнергетика. – 1968, – № 4. – С. 62-67.

5. *Балунов Б.Ф и др.* Экспериментальное обоснование проекта системы аварийного расхолаживания реакторной установки КЛТ-40С плавучей атомной теплоэнергетической электростанции// Теплоэнергетика. – 2011. – №5. - С. 55-60.

Поступила в редакцию 20.11.2013 г.

### Авторы

Мельников Владимир Иванович, профессор, доктор техн. наук  
E-mail: melnikov@nntu.nnov.ru

Иванов Вадим Владимирович, доцент, кандидат техн. наук  
E-mail: ivv@nntu.nnov.ru

Тепляшин Иван Алексеевич, аспирант НГТУ  
E-mail: ivantia@mail.ru

Логинов Андрей Валентинович, инженер-испытатель, аспирант НГТУ  
E-mail: loginoff.86@gmail.com

Шмелев Дмитрий Игоревич, инженер-конструктор, аспирант НГТУ  
E-mail: shmelyov@mail.ru

UDC 621.039.564

## THE DEVELOPMENT OF MULTI-POINT ACOUSTIC PROBE DIAGNOSTICS SYSTEM OF TWO-PHASE COOLANT

Mel'nikov V.I., Ivanov V.V., Teplyashin I.A., Loginov A.V.<sup>\*)</sup>, Shmelyov D.I.<sup>\*)</sup>

Nizhniy Novgorod State Technical University n.a. R.E. Alekseev. 24, Minin st., Nizhniy Novgorod, 603600 Russia

<sup>\*)</sup> Joint Stock Company «Afrikantov Experimental Design Bureau for Mechanical Engineering». 15, Burnakovsky passage, Nizhniy Novgorod, 603074 Russia

### ABSTRACT

Air-water two phase flow diagnostics system based on acoustic sounding method has been developed for passive system of emergency cooling. The system make possible to study the real volumetric gas content distribution in the cross section of rectangular channel 100×100 mm at different angles of slope from vertical. Moreover, it is possible to estimate the flow dispersion, velocity of gas inclusions moving and flow conditions. The system consists of a movable 8-point probe which controlled remotely, electronic test unit in connection with computer for data processing.

The calibration of the measurement system by dilatometer method in vertical position of the channel was carried out. It has been shoran that the mean-square relative deviation of gas content from the standard values didn't be over 2% in the range 0 – 12% of gas content.

The calculated evaluation of measured values of gas content in comparison with the known dependencies for drift-flux model.

**Key words:** multi-point acoustic probe, two-phase flow, volume gas content, measurement system, passive system of shut-down cooling of reactor.

### REFERENCES

1. Mel'nikov V.I., Drobkov V.P., Kontelyov V.V. *Akusticheskie metody diagnostiki gazozhidrostnyh potokov* [Acoustic methods of diagnosis of gas-liquid flows]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 2006. 351 p. (in Russian)
2. Mel'nikov V.I., Khokhlov V.N., Ivanov V.V., Duncev A.V. Issledovanie akustichecoj provodimosti vodyanogo teplonositelya vysokih parametrov pri ego vskipanii [Investigation of acoustic conductivity water coolant of high parameters when boiling]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2006, no. 1, pp. 70–75.
3. Kataoka I, Ishii M. Drift Flux Model to Large Diameter Pipe and New Correlation for Pool Void Fraction. *Int. J. Heat Mass Transfer*. 1987. 1927 p.
4. Labuncov D.A., Koryuhin I.P., Zaharova E.A. Parosoderzhanie dvuhfaznogo adiabatnogo potoka v vertical'nyh kanalah [Steam content of adiabatic two-phase flow in vertical channels]. *Teploenergetika*. 1968. 257 p.
5. Balunov B.F., Scheglov A.A., Il'in V.A., Sajkova E.N., Bol'shuhin M.A., Byh O.A., Hizbulin A.M., Sokolov A.N. Eksperimental'noe obosnovanie proekta sistemy avarijnogo rasholagivaniya reaktornoj stanovki KLT-40S plavechej atomnoj teplofikacionnoj elektrostancii [Experimental study for emergency cooling system KLT-40S floating nuclear cogeneration power station]. *Teploenergetika*. 2011, no. 5, pp. 55-60.

### Authors

Mel'nikov Vladimir Ivanovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)  
E-mail: melnikov@nnntu.nnov.ru

Ivanov Vadim Vladimirovich, Docent, Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: ivv@nnntu.nnov.ru

Teplyashin Ivan Alekseevich, Postgraduate of NNSTU  
E-mail: ivantia@mail.ru

Loginov Andrej Valentinovich, Engineer, Postgraduate of NNSTU  
E-mail: loginoff.86@gmail.com

Shmelyov Dmitrij Igorevich, Engineer, Postgraduate of NNSTU  
E-mail: shmelyov@mail.ru

# СИНТЕЗ НАНОСТРУКТУРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ИЗ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ РАСПЛАВОВ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В РАЗЛИЧНЫХ ОБЛАСТЯХ НАУКИ И ТЕХНИКИ

**Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Осипов**

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского», 249033, г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Представлены результаты разработки технологии синтеза ультрапористых оксигидроксидов алюминия  $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot n(\text{H}_2\text{O})$  (аэрогель  $\text{AlOOH}$ ) методом управляемого селективного окисления бинарного жидкокометаллического расплава Ga-Al. Рассмотрены перспективы создания жидкокометаллической технологии синтеза широкого спектра наноматериалов, которая заключается в управляемом селективном окислении металла, растворенного в инертной по отношению к используемому окислителю жидкокометаллической среде. Описаны результаты влияния аэрогеля  $\text{AlOOH}$  на свойства керамических материалов на основе  $\text{Si}_3\text{N}_4$ ,  $\text{SiC}$ ,  $\text{ZrO}_2$ .

**Ключевые слова:** жидкие металлы, свинец, висмут, галлий, аэрогель, наноструктурные материалы, керамические материалы.

Основополагающее значение для развития современной науки и техники обретают исследования и синтез материалов с принципиально новыми свойствами. Без новых материалов невозможно прогрессивное развитие ни в электронике, ни в энергетике, ни в медицине, ни в любой другой области науки и техники. Поэтому сегодня большое внимание во всем мире уделяется этому направлению. Значительные усилия прилагаются и российскими учеными в области получения наноматериалов с большим спектром применения, реализуемого практически во всех современных научно-технических разработках.

В 1992 г. специалистами лаборатории тяжелых жидкокометаллических теплоносителей ГНЦ РФ-ФЭИ при окислительном рафинировании расплава Ga от примеси Al в режиме барботажа окислительной газовой смеси Ar- $\text{H}_2\text{O}$  через слой расплава без доступа воздуха впервые был получен материал на основе оксида алюминия, близкий по своим свойствам к классу аэрогелей.

Аэрогель – необычный физический объект, представляющий собой решетку, состоящую из связанных между собой нановолокон. Нановолокна занимают малую часть объема решетки, почти весь объем приходится на поры. Первая часть названия «аэро» и характеризует малый удельный вес объекта. Аэрогель выглядит как застывший дым – полупрозрачный пористый с легким голубым оттенком (рис. 1, 2).

Результаты поисковых исследований позволили разработать и довести до практической реализации новую и по ряду признаков уникальную технологию получения наноматериалов, имеющих целый ряд отличительных преимуществ.

© Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Осипов, 2014

Эта технология заключается в управляемом селективном окислении металла, растворенного в инертной по отношению к используемому окислителю жидкокометаллической среде.

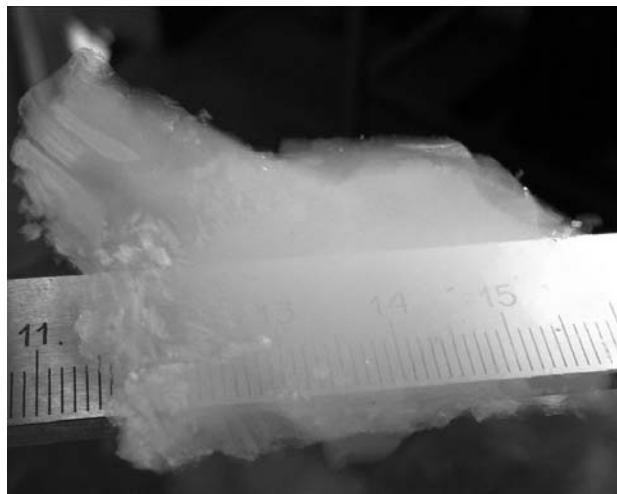


Рис.1. Аэрогель AlOOH

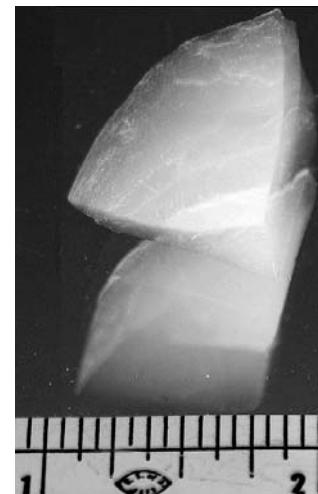


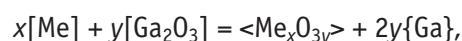
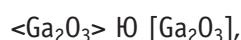
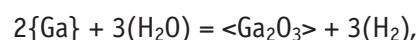
Рис. 2. Аэрогель SiO<sub>2</sub>

Примером реализации данной технологии является новый способ получения ультрапористых наноматериалов на основе оксида алюминия Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>·*n*(H<sub>2</sub>O) (аэрогель AlOOH) – контролируемое селективное окисление водяным паром алюминия, растворенного в расплаве галлия [1].

Предложенный способ синтеза наноматериалов (на примере оксидов) заключается в последовательном осуществлении двух стадий:

– растворение в галлии при 323 – 423 К (свинце при температуре > 653 К, висмуте > 545 К, свинце-висмуте > 453 К) металла, обладающего большим сродством к кислороду по сравнению с Ga (Pb, Bi, Pb-Bi) и растворимостью в конкретной жидкокометаллической среде не менее 0,01 % мас.;

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



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

Следует отметить, что в этом примере Ga неинертен по отношению к окислителю (H<sub>2</sub>O), а именно, потенциал Гиббса для первой из указанных реакций существенно больше нуля. Поэтому при взаимодействии бинарной системы Al-Ga с водяным паром важно контролировать процесс окисления и не допускать избыточного образования оксида галлия. В случае использования в качестве растворителей Pb, Bi и Pb-Bi потенциал Гиббса для реакций образования оксидов PbO и Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub> при взаимодействии с H<sub>2</sub>O меньше нуля, что обеспечивает инертность растворителя к окислителю.

В результате анализа известных данных по растворимости металлов в жидких Ga, Pb и Pb-Bi и проведения термодинамических расчетов при селективном окислении системы

– {Ga}-[Me] до 423 К следует ожидать получения  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{MgO}$  и  $\text{Pr}_2\text{O}_3$ ;  
– {Bi (Pb-Bi)}-[Me] до 873 К следует ожидать получения  $\text{TeO}_2$ ,  $\text{NiO}$ ,  $\text{CdO}$ ,  $\text{CoO}$ ,  $\text{Sb}_2\text{O}_3$ ,  
 $\text{As}_2\text{O}_3$ ,  $\text{GeO}_2$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{ZnO}$ ,  $\text{SnO}_2$ ,  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{In}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ,  $\text{Li}_2\text{O}$ ,  $\text{SrO}$ ,  $\text{Ba}_2\text{O}$ ,  $\text{MgO}$ ,  $\text{Cr}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Ga}_2\text{O}_3$ ,  $\text{CaO}$ ,  
 $\text{Mn}_3\text{O}_4$ ,  $\text{HfO}_2$ ,  $\text{ThO}_2$ ,  $\text{ZrO}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Ru}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Y}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Sm}_2\text{O}_3$ ,  $\text{La}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Nd}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Ce}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Ti}_3\text{O}_5$  и  $\text{U}_3\text{O}_8$ .

Кроме того, ряд наноматериалов, получаемых по жидкокометаллической технологии, можно существенно расширить, если вместо водяного пара (кислорода) использовать хлор, бром, водород, йод, азот, а именно,

- при селективном хлорировании систем {Ga}-[Me] до 423 К вероятно образование твердых хлоридов  $\text{GeCl}_2$ ,  $\text{CdCl}_2$ ,  $\text{TlCl}$ ,  $\text{MgCl}_2$ ,  $\text{CaCl}_2$ ,  $\text{NaCl}$  и  $\text{KCl}$  (ряд приведен по возрастанию абсолютных величин термодинамических характеристик образования веществ);
- при селективном хлорировании систем {Pb}-[Me] и {Pb-Bi}-[Me] до 873 К вероятно образование твердых хлоридов  $\text{GeCl}_2$ ,  $\text{CdCl}_2$ ,  $\text{TlCl}$ ,  $\text{MnCl}_2$ ,  $\text{MgCl}_2$ ,  $\text{CaCl}_2$ ,  $\text{NaCl}$ ,  $\text{LiCl}$ ,  $\text{SrCl}_2$ ,  $\text{BaCl}_2$  и  $\text{KCl}$ ;
- при обработке систем {Ga}-[Me], {Pb}-[Me] и {Pb-Bi}-[Me] азотом в диапазоне температур 473 – 673 К возможно синтезировать нитриды  $\text{Mg}_3\text{N}_2$ ,  $\text{Ca}_3\text{N}_2$ ,  $\text{Ba}_3\text{N}_2$ ,  $\text{AlN}$ ,  $\text{Mn}_5\text{N}_2$ ,  $\text{Fe}_4\text{N}$  (данний ряд составлен по убыванию вероятности образования веществ);
- при обработке расплавов {Ga}-[Me], {Pb}-[Me] и {Pb-Bi}-[Me] водородсодержащими смесями при 473 – 673 К следует ожидать образования гидридов  $\text{LiH}$ ,  $\text{CdH}$ ,  $\text{CaH}_2$ ,  $\text{KH}$  и  $\text{MgH}_2$ .

К настоящему времени по способу селективного окисления металлических примесей в расплавах галлия, свинца, висмута и свинца-висмута получены наноструктурные оксиды  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot \text{H}_2\text{O}$  (аэрогель  $\text{AlOOH}$ ),  $\text{In}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ,  $\text{MgO}$ ,  $\text{MoO}_3$ ,  $\text{SnO}_2$ ,  $\text{ZnO}$ ,  $\text{Ga}_2\text{O}_3$ . Синтезированные вещества имеют объемный вид (порошки с макрочастицами размером до 500 мкм, аэрогели с линейными размерами образцов до 10 см). Структурные составляющие ультрадисперсных оксидов находятся в пределах от 5 до 200 нм, что зависит от химического состава полученных веществ и условий их синтеза (рис. 3).

Авторами отработан синтез аэрогеля  $\text{AlOOH}$  из расплава галлия и экспериментально подтверждена возможность его синтеза из расплава висмута. Это вещество получено в виде аэрогеля, т.е. вещества с объемной макроструктурой. Оценка удельного веса хлопьевидных аэрогельных образований, выполненная с учетом веса и приблизительного объема образцов, дала величину порядка 0,013 – 0,080 г/см<sup>3</sup>. С учетом плотности кристаллического оксида алюминия  $\delta$ -модификации (~24 г/см<sup>3</sup>) получено оценочное значение пористости исследуемого материала на уровне 96,7 – 99,5 %. Микроструктура исходных и термообработанных образцов аморфного аэрогеля представляет собой ориентированные в одном направлении волокна. Диаметр волокон колеблется от 5 до 15 нм. Теплопроводность аэрогеля – рекордно низкая (0,01–0,02 Вт/(м·К)) в широком диапазоне температур (130–1500 К) – определяет перспективность его использования в качестве супертеплоизолятора.

Практическое применение аэрогеля  $\text{AlOOH}$  определяется разнообразием его уникальных физико-химических свойств. В этой связи значительный интерес представляют результаты исследований по применению малых добавок наноструктурированного аэрогеля  $\text{AlOOH}$  для улучшения свойств керамических материалов.

В частности, исследована возможность получения плотной жаропрочной керамики на основе порошков  $\text{Si}_3\text{N}_4$  (метод получения порошка – самораспространяющийся высокотемпературный синтез),  $\text{SiC}$  (плазмохимический синтез) и некоторых других при использовании малых количеств активатора спекания в виде наноструктурированного аэрогеля  $\text{AlOOH}$  [2].

Добавка аэрогеля (0,5 – 2 % мас. – в зависимости от состава керамики) позволяет повысить уровень основных характеристик керамических материалов на основе нитрида и карбида кремния на 20 – 30 %.

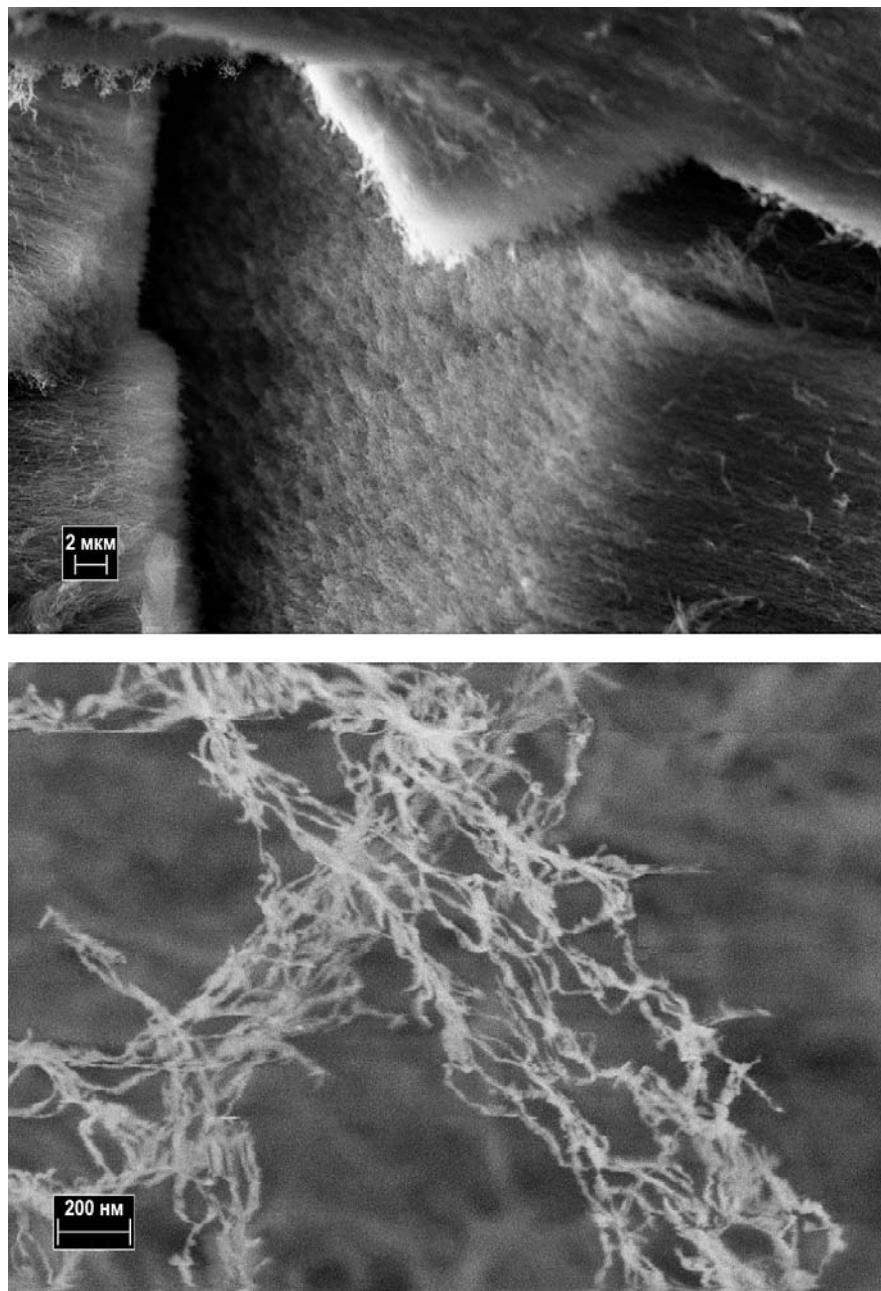


Рис.3. Микроструктура геля AlOOH

Исследования по применению малых добавок аэрогеля AlOOH (1 – 2 % мас.) в качестве активатора спекания порошков  $\text{Si}_3\text{N}_4$  и  $\text{SiC}$  для получения жаропрочной керамики показали, что при использовании модифицирующей добавки указанного наноструктурированного вещества достигаются высокие физико-механические характеристики изготавливаемых материалов: нулевая пористость, значительное повышение прочности, трещинностойкости и твердости, расширение рабочего интервала температур и др. (имеет место рост значений перечисленных выше параметров на 20–30 %) (рис. 4). Установлено, что дополнительное введение 0,5 – 1 % мас. аэрогеля в известную систему  $\text{Si}_3\text{N}_4$  –  $\text{MgO}$  5 % мас. обеспечивает снижение открытой пористости керамического материала с 1 – 2 % до

0,3 %, повышение значений прочности при комнатной температуре до 750 МПа и увеличение интервала рабочих температур до 1300 °C, что в целом позволяет повысить основные характеристики получаемого керамического материала до 20 %.

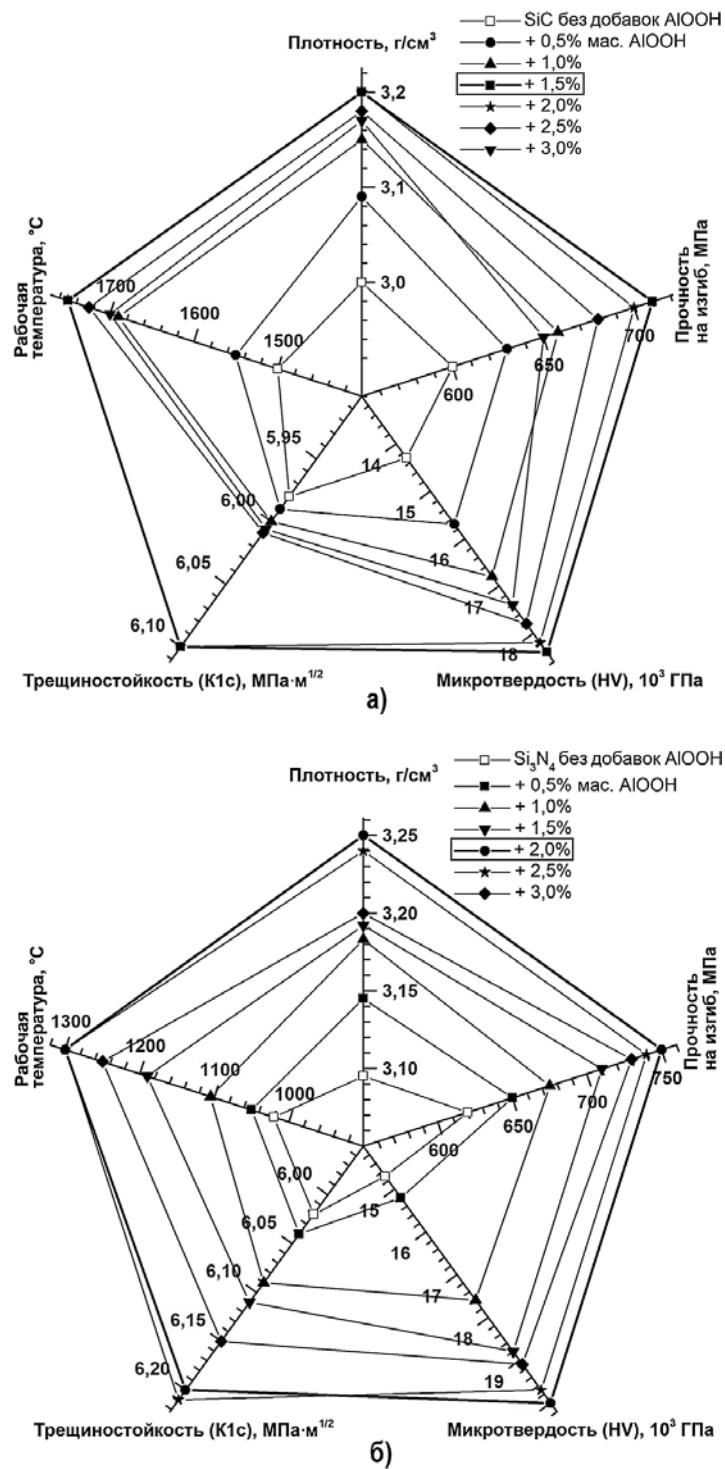


Рис. 4. Влияние добавок аэрогеля AlOOH в порошки SiC (а) и Si<sub>3</sub>N<sub>4</sub> (б) на свойства получаемых керамических материалов

Из разработанных керамических материалов были изготовлены опытные образцы ударостойких и износостойких лопаток для апробации в лабораторных и промышленных условиях. Проведенные испытания керамических лопаток из разработанных материалов на абразивную стойкость и пригодность к применению в конструкциях центробежных мельниц по переработке материалов различной твердости показали, что при переработке 250 т высокотвердого перлита величина износа лопатки толщиной 8 мм не превышала 0,5 мм, что на два порядка ниже, чем для стали.

Установлено, что малые добавки (0,1 – 1 % мас.) аэрогеля AlOOH в исходные порошки частично стабилизированного диоксида циркония  $ZrO_2+Y_2O_3$ , являющегося одним из наиболее перспективных твердых кислородионных электролитов, приводят при спекании (1500 °C, 1 ч) к изменению фазового состава получаемой керамики в сторону увеличения высокотемпературной кубической фазы с более высоким уровнем ионопроводящих свойств, при этом сохраняется достаточный уровень механических свойств твердого электролита. В результате испытаний на термоудар в системе «расплав Pb-Bi – вода» опытных образцов чувствительных элементов датчика активности кислорода установлено, что использование малых добавок аэрогеля при получении твердого электролита повышает их стойкость к термоудару (примерно на 20 %), при этом оптимальная добавка указанного наноструктурированного материала составляет 1 % мас. (рис. 5).

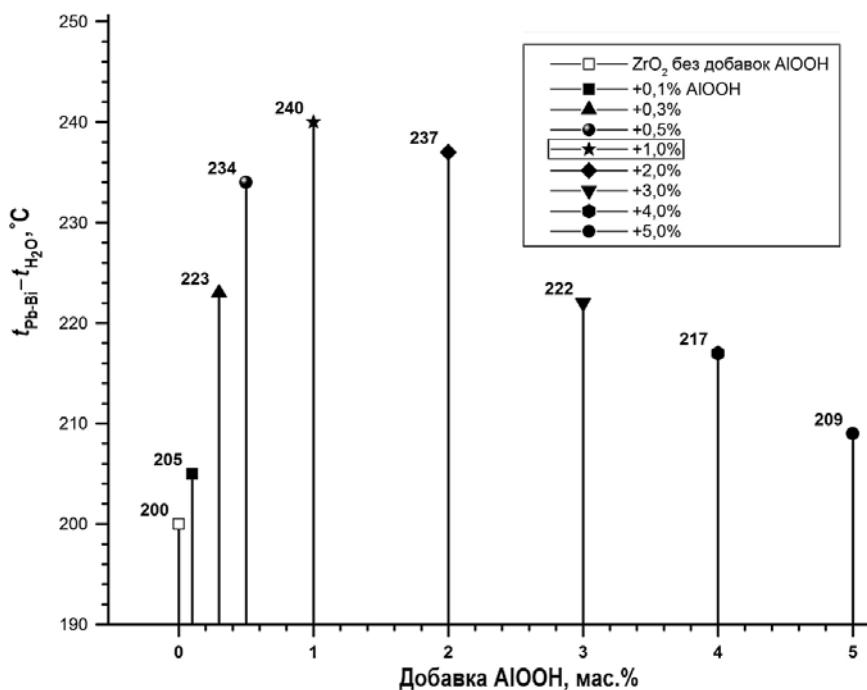


Рис. 5. Результаты испытаний на термоудар в системе «расплав Pb-Bi – вода» ( $T(\text{H}_2\text{O}) = 20^\circ\text{C}$ ,  $T(\text{Pb-Bi}) = 200 – 280^\circ\text{C}$ ,  $t = 2.5$  с)

Введение добавки аэрогеля в изолятор (алюмомагнезиальную шпинель) датчика активности кислорода, используемого в жидкотемпературных средах, позволило повысить механическую прочность изоляторов и датчиков в целом в два раза.

Во всех описанных выше исследованиях изготовление керамики проводилось по стандартной для каждого отдельного материала технологии лишь с одной дополнительной операцией – введением добавки наноструктурированного аэрогеля AlOOH в исходные матричные порошки. Эта операция, как правило, осуществлялась на стадии введения или подготовки пластификатора. Кроме того, сама добавка невелика и составляет от 0,5 до 2 % мас.

Одной из проблем использования традиционных ультрадисперсных оксидных порошков в качестве наполнителей композиционных материалов, активаторов спекания или исходного материала керамики является старение порошков. Вследствие повышенной поверхностной энергии частицы таких порошков со временем слипаются и укрупняются, что приводит к потере их полезных свойств, причем время старения колеблется от нескольких часов до нескольких недель [7].

Позитивное отличие аэрогеля AlOOH от таких порошков заключается в том, что он не подвержен старению и может храниться в наноструктурном состоянии сколь угодно долго.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработанная жидкокометаллическая технология позволяет получать наноструктурный аэрогель AlOOH с уникальными физико-химическими свойствами. Проведенные исследования показывают, что аэрогель AlOOH является интересным физическим объектом как с фундаментальной точки зрения, например, при изучении влияния примесей на сверхтекучесть [3], так и с практической стороны, например, для получения устройств и изделий с добавками наноструктурного аэрогеля AlOOH с повышенными технико-экономическими характеристиками.

Жидкокометаллическая технология имеет ряд преимуществ по сравнению с традиционными технологиями и позволяет снизить трудоемкость и стоимость (на порядок) аэрогеля в сравнении с существующими технологиями. Это открывает качественно новые возможности практического применения наноструктурного аэрогеля AlOOH при разработке специальной тепло- и электроизоляции, высокотемпературных керамических материалов с повышенной прочностью (для использования в качестве конструкционных материалов, ядерных топливных элементов, сенсоров для контроля примесей в жидких металлах и др.), новых сорбентов для очистки жидкостей и газов, нового поколения катализаторов и их носителей для использования в химических производствах, новых полимерных материалов с повышенными эксплуатационными характеристиками.

**Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ и Правительства Калужской области (грант № 14-42-03045)**

## Литература

1. Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Yudintsev P.A., Simakov A.A., Chaban A.Yu., Matchula E.A., Osipov A.A. Liquid metal based technology of synthesis of nanostructured materials (by the example of oxides). These materials properties and applications areas // Journal of Physics: Conference Series 98 (2008) 072012 doi:10.1088/1742-6596/98/7/072012.
2. Асхадуллин Р.Ш., Мартынов П.Н., Юдинцев П.А., Курина И.С. «Жидкокометаллическая» технология синтеза аэрогеля  $\text{Al}_2\text{O}_3\cdot\text{H}_2\text{O}$  и его применение для получения усовершенствованных керамических материалов // Инженерный журнал «Нанотехника», 2005, №2. – С. 15.
3. Dmitriev V.V., Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Osipov A.A., Krasnikhin D.A., Senin A.A., Yudin A.N. Phase diagram of superfluid  $^3\text{He}$  in “nematic order” aerogel // JETP Letters, vol. 95, iss. 6, pp. 355 - 360, 2012.

Поступила в редакцию 16.04.2013 г.

## Авторы

**Асхадуллин Радомир Шамильевич**, заместитель директора, кандидат техн. наук  
E-mail: raskhadullin@ippe.ru

**Осипов Александр Александрович**, младший научный сотрудник  
E-mail: osipov@ippe.ru

УДК 539.213.2

## **SYNTHESIS OF NANOSTRUCTURAL MATERIALS FROM METAL FUSIONS AND PROSPECT OF THEIR USE IN VARIOUS AREAS OF SCIENCE AND TECHNICS**

Askhadullin R.Sh., Osipov A.A.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering n. a. A.I. Leypunsky (SSC RF-IPPE).

1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### **ABSTRACT**

This paper presents results of the synthesis technology of aluminum oxyhydroxides ultraporous  $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot n(\text{H}_2\text{O})$  (aerogel AlOOH) managed by the selective oxidation of binary liquid metal melt Ga-Al. The prospects of creating a liquid metal technology of nanomaterials synthesis of a wide range, which is managed by the selective oxidation of metal dissolved in an inert with respect to the oxidant used liquid metal media. The results of the impact of AlOOH aerogel on the properties of ceramic materials based on  $\text{Si}_3\text{N}_4$ ,  $\text{SiC}$ ,  $\text{ZrO}_2$ .

**Key words:** aerogel, nanostructures, liquid metals, gallium, bismuth, aluminium, ceramics, zirconium dioxide, silicon nitride, silicon carbide

### **REFERENCES**

1. Askhadullin R.Sh., Osipov A.A. Liquid metal based technology of synthesis of nanostructured materials (by the example of oxides). These materials properties and applications areas. *Journal of Physics: Conference Series* 98 (2008) 072012.
2. Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Yudintsev P.A., Kurina I.S. Liquid metal based technology of synthesis of  $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot \text{H}_2\text{O}$  aerogel and its application for receiving advanced ceramic materials. *Journal for engineers: Nano tech* 2005, no. 2, pp. 15 (in Russian)
3. Dmitriev V.V., Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Osipov A.A., Krasnikhin D.A., Senin A.A., Yudin A.N. Phase diagram of superfluid  $^3\text{He}$  in "nematical order" aerogel. *JETP Letters* 2012., v. 95, iss. 6, pp. 355 - 360.

### **Authors**

Askhadullin Radomir Shamil'yevich, Deputy Director,  
Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor  
E-mail: raskhadullin@ippe.ru

Osipov Aleksandr Aleksandrovich, Research Scientist  
E-mail: osipov@ippe.ru, osipov177@yandex.ru

# ИССЛЕДОВАНИЯ ВЛИЯНИЯ НАНОСТРУКТУРИРОВАННОГО АЭРОГЕЛЯ ОКСИДА АЛЮМИНИЯ НА ПРОЦЕССЫ КРИСТАЛЛИЗАЦИИ И СТРУКТУРООБРАЗОВАНИЯ МАТЕРИАЛА-ФИКСАТОРА НА ОСНОВЕ ОКСИДА МАГНИЯ

**В.Я. Сухоносов, В.А. Чернов, Н.Ю. Богданов<sup>\*)</sup>**

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

*\*) Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск,  
Калужская обл., Россия*



С помощью цифрового сканирующего электронного микроскопа исследована микроструктура образцов материала-фиксатора на основе оксида магния, модифицированных наночастицами оксида алюминия. Показано, что добавки наночастиц оксида алюминия в малых количествах, равных 0,01 и 0,06 мас.%, приводят к существенным изменениям в микроструктуре образцов.

Обнаружены кристаллы, состоящие из плотноупакованных сросшихся сферолитов. Сферолиты имеют тонкую структуру и состоят из отдельных кристаллов неправильной формы и волокнистых кристаллов.

При добавлении наночастиц в количестве 0,06 мас.% кроме сферолитов возникают плотноупакованные сросшиеся пластинчатые кристаллы. Микроструктуры плотноупакованных сросшихся сферолитов и прямоугольных кристаллов приводят к армированию образцов.

**Ключевые слова:** кристаллизация, материал-фиксатор, оксид магния, алюмофосфатные связующие, облученное ядерное топливо, наноструктурированный материал, аэрогель оксида алюминия.

## ВВЕДЕНИЕ

Материал-фиксатор на основе оксида магния предназначен для заливки межтрубного пространства облученных тепловыделяющих сборок, имеющие чехловые трубы либо оболочки твэлов с микро- или макротрещинами. Отверждение материала-фиксатора протекает из пересыщенного водного раствора гидроокиси магния, образующегося при смешивании алюмофосфатного связующего с оксидом магния [1, 2]. Релаксация термодинамически неравновесного состояния протекает за счет кристаллизации гидроокиси магния. В работе [3] было показано, что специфика кристаллизации материала в таких условиях состоит в том, что матрица отверженного материала имеет структуру отдельных пространственных агломератов (блочная структура), и в процессе перекристаллизации образуются волокнистые кристаллы.

В данном случае неравновесное состояния реализовано за счет протекания химической реакции. Степень неравновесности можно увеличить, если предварительно в водный раствор ввести частицы с сильно развитой поверхностью, которая обладает боль-

© В.Я. Сухоносов, В.А. Чернов, Н.Ю. Богданов, 2014

шим избытком свободной поверхностной энергии. Такими частицами могут быть наноструктурированные материалы. В работах [4, 5] показано, что введение наночастиц в образцы на основе цемента существенно изменяют их физико-химические и технологические характеристики. При этом для модифицированных образцов всегда наблюдается рост механической прочности на сжатие.

Целью работы является изучение закономерностей влияния наночастиц аэрогеля оксида алюминия на процессы кристаллизации и структурообразование материала-фиксатора.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

В экспериментах использовали наноструктурный аэрогель на основе оксида алюминия, который имеет следующие характеристики [6, 7]:

- микроструктура – слоисто-волокнистая;
- диаметр волокон – 5–50 нм;
- расстояние между волокнами – 5–100 нм;
- открытая пористость – до 99%;
- удельная поверхность – до 800 м<sup>2</sup>/г;
- плотность – 0,03–0,04 г/см<sup>3</sup>;
- насыпная плотность – 30–50 кг/м<sup>3</sup>.

Аэрогель дисперсировали в воде с помощью ультразвукового диспергатора для разрушения его агломератов. Поскольку размеры аэрогеля составляют 5 – 50 нм, то в воде они образуют гидрозоли. Исходный материал-фиксатор получали путем смешивания жидкого алюмофосфатного связующего с порошком оксида магния. Подробная рецептура и способ приготовления приведены в работах [1, 2]. Аэрогель добавляли в исходную рецептуру в количестве 0,01 и 0,06 мас.%. Исследование микроструктуры образцов проводили на цифровом сканирующем электронном микроскопе EVO 40 XVP с энергодисперсионным спектрометром фирмы Carl Zeiss, Германия.

### РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

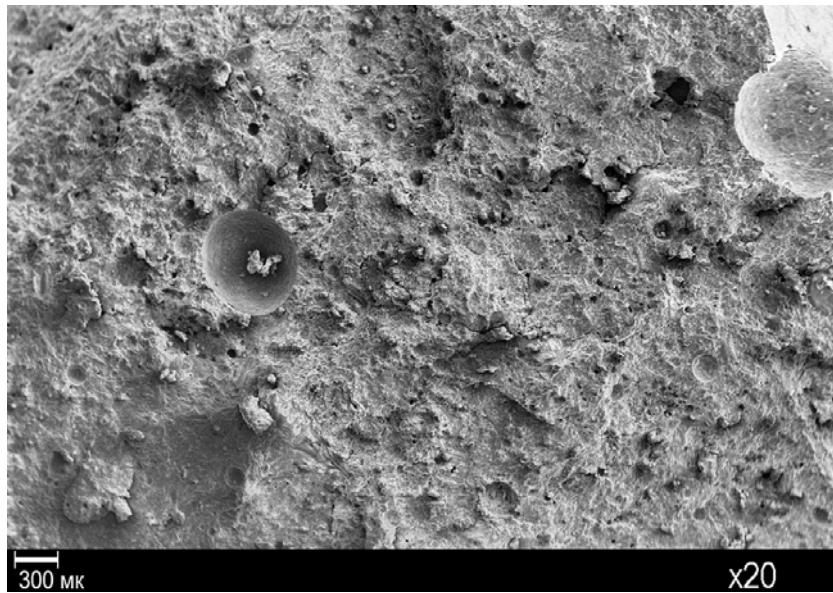


Рис. 1. Общий вид микроструктуры образца (аэрогель – 0,01 мас.%)

Общий вид микроструктуры образца приведен на рис. 1. Микроструктура образца представляет собой мелкозерную структуру, состоящую из отдельных кристаллов, покрытую сеткой волокнистых кристаллов, имеющих достаточно большую длину.

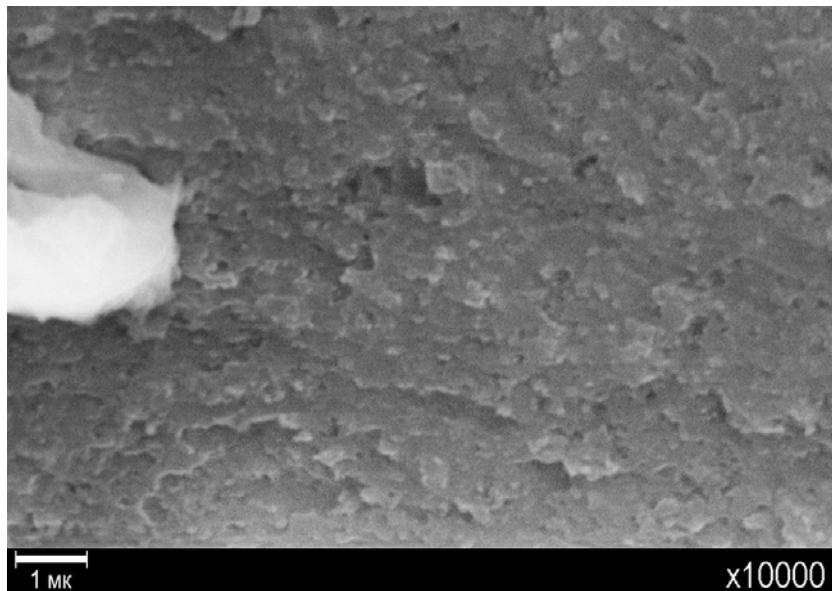


Рис. 2. Горизонтально-слоистая структура многослойного кристалла (аэрогель – 0,01 мас.%)

При увеличении разрешения оптического микроскопа в 500 раз (рис. 2) видно, что матрица образца состоит из большого числа сросшихся кристаллов. Такая структура кристаллизации объясняется тем, что для исходного пересыщенного раствора характерно наличие большого числа центров кристаллизации вплоть до частиц коллоидного размера, из которых начинается одновременный рост кристаллов, причем рост кристаллов протекает с одновременным зарождением нескольких слоев. Из рисунка 2 видно, что имеет место относительно равномерный рост кристалла в пределах одного слоя. Таким образом, формируется горизонтально-слоистая структура кристалла, а сам кристалл является многослойным. Лимитирующим фактором роста многослойного кристалла является скорость поступления вещества из раствора. По мере истощения раствора рост слоев будет замедляться и будет доминировать дислокационный механизм роста.

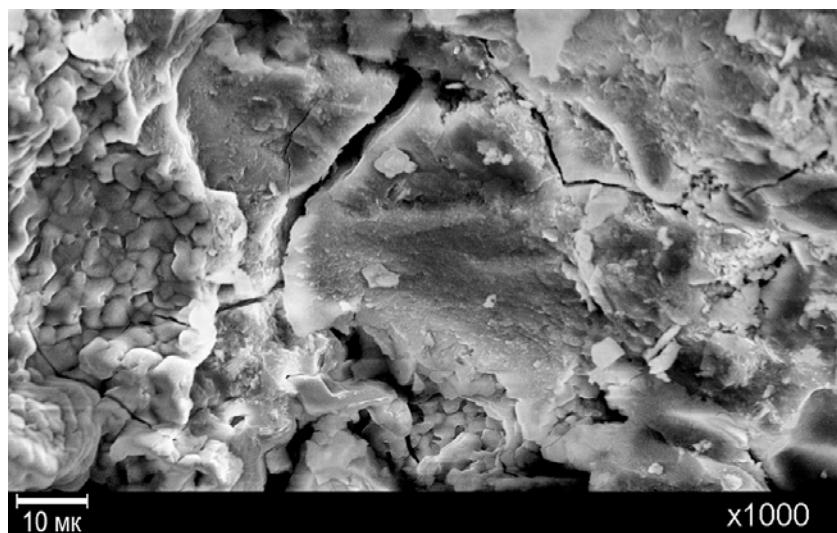


Рис. 3. Блочная микроструктура образца, покрытая слева сферическими кристаллами (аэрогель – 0,01 мас.%)

В некоторый момент времени начинается сращивание нескольких многослойных кри-

сталлов с образованием границы сращивания, которая имеет большое число нарушений кристаллической структуры. Граница сращивания отдельных кристаллов формирует матрицу материала с блочной структурой, хорошо видной на рис. 3.

В работе [3] было показано, что для отверженного материала-фиксатора без добавления наночастиц характерно наличие кристаллических волокон. Типичная структура представлена на рис. 4.

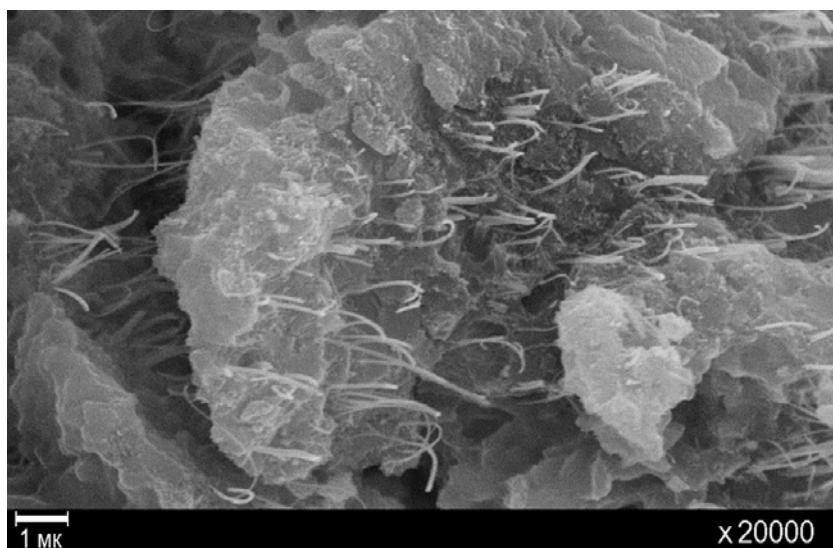


Рис. 4. Волокнистые кристаллы, прорастающие из многослойного кристалла (образец без добавления аэрогеля)

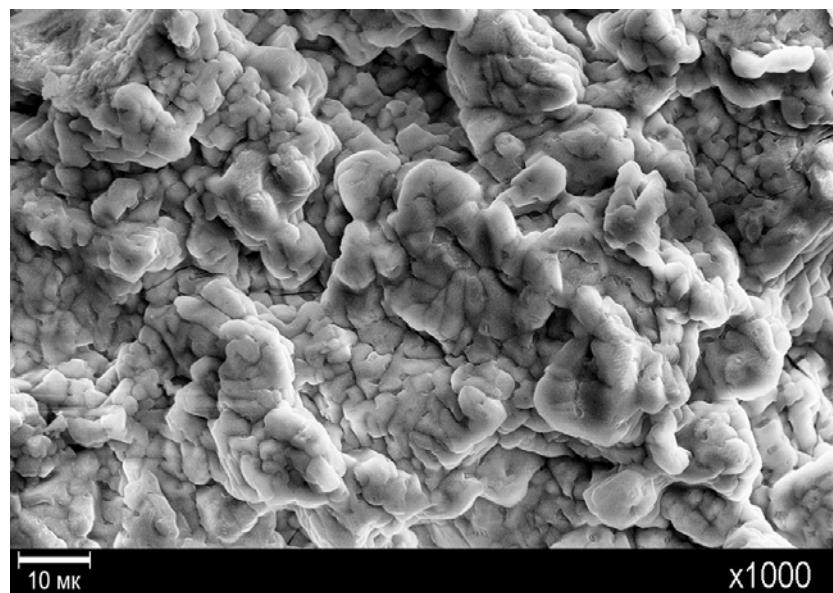


Рис. 5. Детализация микроструктуры плотноупакованных сферических кристаллов (аэрогель – 0,01 мас.%)

При добавлении наноструктурного аэрогеля оксида алюминия в рецептуру материала-фиксатора были обнаружены существенные изменения в микроструктуре отверженного образца. Незначительная добавка аэрогеля в количестве 0,01 мас.% вызвала существенный рост волокнистых кристаллов с образованием достаточно длинных волокон, покрывающих матрицу образца (см. рис. 1). На рисунке 3 слева хорошо видна де-

тальная микроструктура этих кристаллов, имеющих сферическую форму. Детализация этого фрагмента микроструктуры приведена на рис. 5.

Как видно из рисунка 5, этот фрагмент структуры имеет сложную трехмерную форму, структурные элементы имеют размеры порядка десятков микронов и представляют собой шаровидные кристаллы. Шаровидные кристаллы часто встречаются в магматических и горных породах, и их называют сферолитами. Часто сферолиты имеют тонкую структуру, что характерно и для нашего случая. Детализация структуры сферолита приведена на рис. 6, откуда видно, что сферолит состоит из отдельных кристаллов неправильной формы и волокнистых кристаллов.

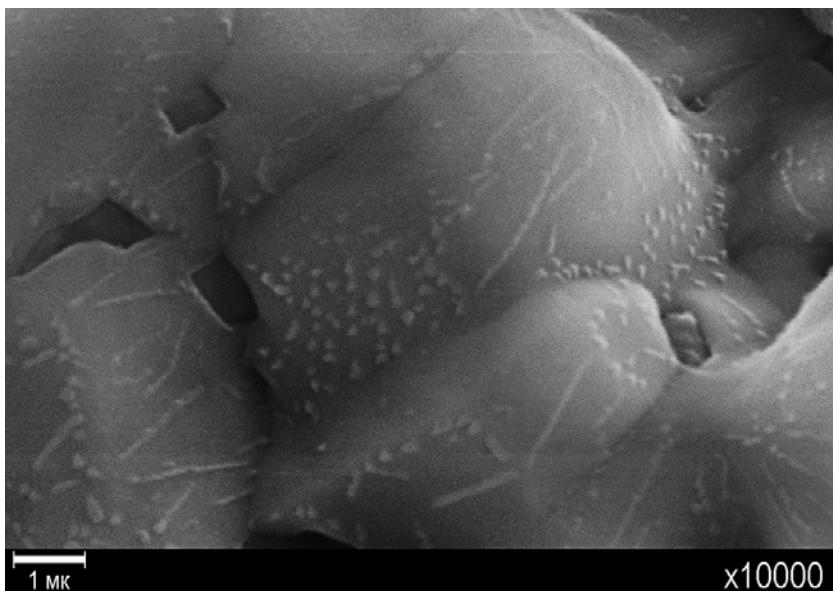


Рис. 6. Детализация структуры сферолита (аэрогель – 0,01 мас.%)

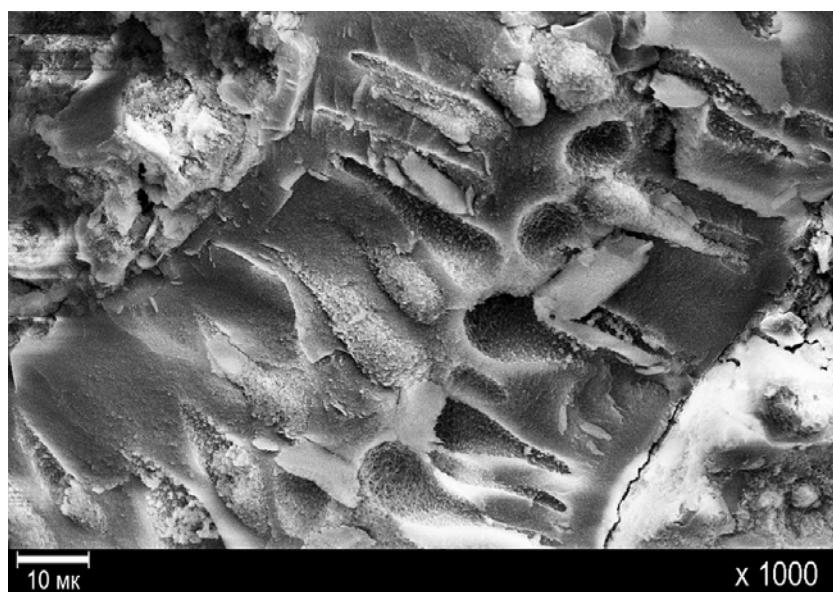


Рис. 7. Плотноупакованные сросшиеся прямоугольные кристаллы (аэрогель – 0,06 мас.%)

Механическая прочность сферолита должна быть достаточно высокой. Кроме того, сферолиты сращены между собой и образуют плотную упаковку.

## МАТЕРИАЛЫ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

---

В образцах, содержащих аэрогель в количестве 0,06 мас.%, кроме уже рассмотренных микроструктур были обнаружены новые фрагменты микроструктуры, представляющие собой плотноупакованные сросшиеся прямоугольные кристаллы (рис. 7).

Микроструктуры плотноупакованных сросшихся сферолитов и прямоугольных кристаллов выполняют роль «карматуры» образцов. Плотность образцов, модифицированных аэрогелем в количестве 0,01 и 0,06 мас.%, после их отверждения в течение 10 суток была выше исходной соответственно на 31 и 48 %. При этом механическая прочность на сжатие образцов увеличивалась в разы.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Добавление в рецептуру материала-фиксатора наночастиц гидроокиси алюминия в достаточно малом количестве, равном 0,01 мас.%, приводит к существенным изменениям в микроструктуре отверженного образца. Обнаружен существенный рост волокнистых кристаллов с образованием сложной внутренней структуры.

Волокнистые кристаллы состоят из плотноупакованных сросшихся сферолитов. Сферолиты имеют тонкую структуру и состоят из отдельных кристаллов неправильной формы и волокнистых кристаллов.

При добавлении наночастиц в количестве 0,06 мас.% кроме сферолитов имеют место плотноупакованные сросшиеся пластинчатые кристаллы. Микроструктуры плотноупакованных сросшихся сферолитов и прямоугольных кристаллов выполняют роль армирования образцов. Модифицирование материала-фиксатора наночастицами гидроокиси алюминия позволило существенно увеличить механическую прочность на сжатие.

**Работа выполнена при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований, проект 11-03-01170-а.**

### **Литература**

1. Сухоносов В.Я., Николаев А.Н., Николаев С.А. и др. //Магний-фосфатные фиксаторы для отработавшего ядерного топлива// Рос.хим.ж. (Ж. Рос.хим. об-ва им. Менделеева), 2010. – Т. LIV, – №3. –С. 89-93.
2. Сухоносов В.Я., Николаев А.Н., Николаев С.А. и др. // Кондиционирование негерметичного отработавшего ядерного топлива с помощью магнийфосфатного компаунда. // Известия вузов. Ядерная энергетика. –2010. – № 3. – С. 131-137.
3. Сухоносов В.Я., Чернов В.А., Богданов Н.Ю. Исследование процессов кристаллизации при отверждении материала-фиксатора на основе оксида магния. // Известия вузов. Ядерная энергетика. –2012.-№4.-С.75-83.
4. Вернигорова В.Н., Королев Е.В., Еремкин А.И. Цементные композиты с наноразмерными гидросиликатами кальция. Международный форум по нанотехнологиям. –М.:Росnano, 2008. –Т. 1, –С. 435.
5. Староверов В.Д. Структура и свойства наномодифицированного цементного камня. Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата техн. наук. Санкт-Петербург. 2009. – 18 с.
6. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Юдинцев П.А., Симашов А.А., Чабань А.Ю., Осипов А.А. Физико-химические основы синтеза материалов из расплавов Ga, Pb-Bi,Pb. Свойства произведенных субстанций и перспективные области их использования. Международный форум по нанотехнологиям. – М.: Росnano, 2008. –Т. 1, –С. 485.
7. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Юдинцев П.А. Структурные и морфологические особенности ультрапористого монолитного оксигидроксида алюминия ( $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ ), там же, с.487.

Поступила в редакцию 02.10.2013 г.

### **Авторы**

Сухоносов Владимир Яковлевич, вед. научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук.

Чернов Владимир Алексеевич, вед. научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук,  
E-mail: chernovlad@mail.ru

Богданов Николай Юрьевич, доцент, кандидат физ.-мат. наук

## STUDY OF INFLUENCE OF NANOSTRUCTURED ALUMINUM OXIDE AERO-GEL ON THE CRYSTALLIZATION PROCESS AND STRUCTURE OF CLAMP MATERIAL BASED ON THE MAGNESIUM OXIDE

Sukhonosov V. Ya., Chernov V. A., Bogdanov N. Yu.\*)

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

\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI».

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

### ABSTRACT

Clamp material based on the magnesium oxide is used to fill the annulus of irradiated fuel assemblies with a micro or macro cracks in shells. The aim of present work was consisted to study of influence of aluminum oxide aero-gel nanoparticles on the crystallization process and structure of clamp material.

The microstructure of clamp material modified aluminum oxide nanoparticles was studied with use of digital scanning electron microscope. It is presented pictures of the following structures: horizontal layered structure of the crystal, blocked microstructure of the sample covered spherical, fibrous, rectangular crystals and spherulite structure.

It is shown that the addition of aluminum oxide nanoparticles in small quantities equal to 0.01 and 0.06 wt. %, lead to significant changes in the microstructure of the samples. Found crystals composed of densely packed fused spherulites. The spherulites have a fine structure and are composed of single crystals of irregular shape and fibrous crystals. When you add in the number of nanoparticles 0.06 wt. %, except spherulites have the fused-packed plate-like crystals. Microstructure packed fused spherulites and rectangular crystals act as reinforcement of the samples.

Modifying of clamp material by nanoparticles of aluminum oxide permits to increase mechanical durability essentially.

**Key words:** crystallization, clamp material, magnesium oxide, alumophosphate binding, irradiated nuclear fuel, nanostructured material, aluminum oxide aero-gel.

### REFERENCES

1. Sukhonosov V. Ya., Nikolaev A.N., Nikolaev S.A., Somov I.E., Sigeikin G.I., Sukhoverhova O.V., Prudnikov N.V., Chernov V.A. Magnesium-phosphate clamps for spent nuclear fuel. *Rossijskij Khimicheskij Zhurnal*. 2010, v. 54, no. 3, pp. 89-93 (in Russian).
2. Sukhonosov V. Ya., Nikolaev A.N., Nikolaev S.A., Somov I.E., Sigeikin G.I., Sukhoverhova O.V., Prudnikov N.V., Chernov V.A. Kondicionirovaniye negermeticheskogo otrabotavshego topliva s pomoshchyu magnijfosfatnogo kompounda. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 3, pp. 131-137.
3. Sukhonosov V. Ya., Chernov V.A., Bogdanov N.Yu. Issledovaniye processov kristallizacii pri otverzhdenii materiala-fiksatora na osnove oksida magniya. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 4, pp. 75-83.
4. Vernigorova V.N., Korolev E.V., Eremkin A.I. Cementnye kompozity s nanorazmernymi gidrosilikatami kalcyya. Mezhdunarodnyj forum po nanotekhnologiyam. Moscow, Rosnano Publ. 2008, v.1, p. 435. (In Russian).
5. Staroverov V.D. *Struktura i svojstva nanomodifyrovannogo cementnogo kamnya*. Autoreferat cand. tekhn. sci. diss. [Structure and properties of nanomodified concrete].

St.-Petersburg, 2009. 18 p. (in Russian).

6. Martynov P.N., Ashadulin R.Sh., Yudincev P.A., Simashov A.A., Chaban A.Yu., Osipov A.A. Phisiko-himicheskie osnovy sinteza materialov iz rasplavov Ga, Pb-Bi, Pb. Svojstva proproizvedennyh substancij i perspektivnye oblasti ih ispol'zovaniya. Mezhdunarodnyj forum po nanotehnologiyam. Moscow, Rosnano Publ. 2008, p.485. (in Russian).
7. Martynov P.N., Ashadulin R.Sh., Yudincev P.A. Strukturnye i morfologicheskie osobennosti ultraporistogo oksigidroksila alyuminiya ( $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ ), ibid, p. 487. (in Russian).

**Authors**

Sukhonosov Vladimir Yakovlevich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.).

Chernov Vladimir Alekseevich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.).

E-mail: chernovlad@mail.ru

Bogdanov Nikolaj Yur'evich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.).

# РАСЧЕТ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА И НАВЕДЕННОЙ АКТИВНОСТИ ОБЛУЧЕННЫХ МАТЕРИАЛОВ ИННОВАЦИОННЫХ ЭЛЕКТРОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Ю.А. Коровин, А.В. Максимушкина

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



Дано описание системы SNT.1 по расчету изотопного состава и наведенной активности облученных материалов инновационных ЭЯУ. Приводятся алгоритм SNT.1; перечень и формат входных данных; список библиотек оцененных ядерных данных, которые могут быть использованы при расчетах; возможные варианты расчетов. Для проекта TRADE – расчет активности воды, охлаждающей мишень из Та, результаты расчета сравнивались с расчетами по другим программным кодам. Проведен расчет концентрации и активности нуклидов, образующихся при облучении свинцово-висмутовой мишени, с учетом изменения тока ускорительной установки во время облучения. Рассмотрена возможность использования нейронных сетей для аппроксимации и восстановления данных, таких как сечения реакций. Было выбрано две структуры нейронных сетей (RBF и GRNN), с помощью которых аппроксимировались данные по сечениям реакций  $^{209}\text{Bi}(n, 3n)^{207}\text{Bi}$  и  $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ . Нейронные сети использовались для восстановления данных по полному сечению реакций взаимодействия нейтронов с ядрами  $^{209}\text{Bi}$ . Качество аппроксимации оценивалось с помощью факторов согласия.

**Ключевые слова:** трансмутация, расчет активности, облученные материалы, ядерно-физические данные, сечения реакций, нейронные сети.

## ТРАНСМУТАЦИЯ ЯДЕРНЫХ ОТХОДОВ

Трансмутация долгоживущих ядер из отработанного реакторного топлива в стабильные или короткоживущие нуклиды рассматривается в качестве альтернативы захоронению отходов, что может позволить существенно снизить влияние, оказываемое ядерной энергетикой на окружающую среду. Благодаря трансмутации отходов можно получить более радиологически чистую ядерную энергетику. Таким образом, становится необходимым создание программных кодов для расчета изотопного состава и наведенной активности облученных материалов. Такие расчеты являются важными как для теоретических и практических работ, связанных с ядерно-энергетическими установками, так и для областей медицины и экологии.

Основную опасность представляют долгоживущие трансурановые элементы. Изменение со временем относительной радиотоксичности долгоживущих трансурановых элементов представлено в табл. 1 (радиотоксичность плутония за 10 лет принята за единицу).

© Ю.А. Коровин, А.В. Максимушкина, 2014

Со временем активность ОЯТ снижается за счет распада короткоживущих ПД, но значительный вклад в активность на протяжении сотен тысяч лет вносят долгоживущие трансурановые элементы и продукты деления.

Таблица 1

### **Изменение со временем относительной радиотоксичности долгоживущих трансурановых элементов**

Нуклид	$T_{1/2}$ , лет	Время хранения, лет			
		10	100	1000	10000
$^{238}\text{Pu}$	87.7	233	110	0.3	1.5
$^{239}\text{Pu}$	$2.4 \cdot 10^4$	1	1	0.97	0.75
$^{240}\text{Pu}$	$5.56 \cdot 10^3$	3.6	3.6	3.3	1.3
$^{241}\text{Pu}$	14.4	45	56	13	0.02
$^{242}\text{Pu}$	$3.7 \cdot 10^5$	0.05	0.05	0.05	0.05
$^{237}\text{Np}$	$2.1 \cdot 10^6$	0.02	0.02	0.02	0.02
$^{241}\text{Am}$	432	63	54	13	0.02
$^{243}\text{Am}$	737	3.3	3.3	3.1	1.8
$^{244}\text{Cm}$	18.1	600	20	3.3	1.3

Основными стратегиями по решению проблемы с радиоактивными отходами являются следующие [1 – 3]:

- прямое захоронение РАО (принятая стратегия);
- частичное уменьшение Ри, МА и продуктов распада посредством трансмутации, а затем захоронение в геологические формации;
- сокращение ядерных отходов, насколько это возможно, посредством трансмутации в стабильные изотопы, например, при помощи электроядерных установок (ЭЯУ) или ADS (accelerator-drive system).

Актуальными становятся разработка и использование ядерных установок с внешним нейтронным источником, которые могут быть использованы и для наработки редких изотопов для медицинских целей.

В настоящее время различными мировыми организациями ведутся исследования в области технологий по разделению и трансмутации.

Для расчетов и исследований в области трансмутации и активации материалов, ЭЯУ, ядерной медицины используются современные программные средства и коды, позволяющие рассчитывать различные характеристики для ЭЯУ, изотопный состав, активность материалов, дозу облучения, радиационные повреждения.

### **ИНТЕРАКТИВНАЯ СИСТЕМА ПО РАСЧЕТУ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА И АКТИВНОСТИ ОБЛУЧЕННЫХ МАТЕРИАЛОВ**

В основе расчетов изотопного состава и наведенной активности материалов лежит решение системы уравнений Бейтмана, реализуемое несколькими методами: численное решение, решение методом матричной экспоненты и аналитическое решение (формулы Бейтмана).

Уравнение для концентрации отдельного  $k$ -ого нуклида имеет вид

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \sum_{k \neq i} (\lambda'_{ik} + \lambda^d_{ik}) \cdot N_k(t) - (\lambda'_{i} + \lambda^d_{i}) \cdot N_i(t),$$

где  $N_i(t)$  – концентрация  $i$ -го нуклида в момент времени  $t$ ;  $\lambda_{ik}^r$  и  $\lambda_{ik}^d$  – скорости ядерной реакции и радиоактивного распада, в результате которого  $k$ -й нуклид превращается в  $i$ -й;  $\lambda_i^r$  – скорость трансмутации  $i$ -го нуклида в ядерных реакциях;  $\lambda_i^d$  – скорость радиоактивного распада такого нуклида.

Для решения системы уравнений Бейтмана использовался программный комплекс SNT.1 [4], в котором расчет концентрации изотопов выполняется методом матричной экспоненты. В этом случае решение ищется в виде

$$N(t) = \exp(tC)N(0).$$

Обозначив  $tC = A$ , разложим экспоненту в ряд Тейлора. Тогда решение будет иметь вид

$$\exp(A)N(0) = (1 + A + A^2/2! + A^3/3! + \dots)N(0).$$

Комплекс SNT.1 представляет собой расчетный модуль и пользовательский графический интерфейс. Расчетный модуль – это набор программ, реализованных на Фортране. Пользовательский интерфейс ввода-вывода написан с использованием среды разработки Microsoft Visual Studio.Net 2008 на языке C#. Такая комбинация позволяет обеспечить, с одной стороны, большой объем вычислений, а с другой – простой и понятный ввод необходимых данных и вывод результатов в удобной форме в виде графиков и таблиц, которые можно сохранять, переводить в другие форматы и открывать с помощью различных приложений (Word, Excel, MathCad и др.). Схема комплекса показана на рис. 1, вид интерфейса – на рис. 2.

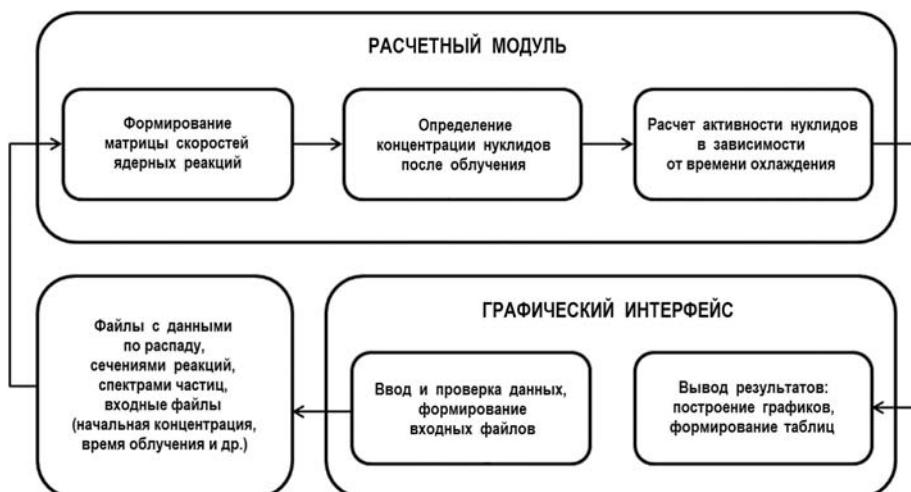


Рис.1. Схема программного комплекса SNT.1

Расчет концентрации и активности нуклидов производится в процессе облучения и при охлаждении облученного материала. Входными данными являются спектр частиц, сечения ядерных реакций, протекающих в рассматриваемом диапазоне энергий, и данные по радиоактивному распаду исследуемых ядер. Все эти расчеты делаются с учетом режима облучения (варианты с изменяющимся током ускорительной установки и с переменным спектром). Для варианта с изменяющимся со временем током установки необходимо задать значения токов и интервалы времени, в течение которых они поддерживались. Для расчета с переменным спектром частиц задаются спектры и интервалы времени.

Проведение расчетов включает в себя подготовку данных, необходимых для расчета концентраций нуклидов, вычисление изотопного состава материалов при облучении, расчет концентраций и активностей изотопов при охлаждении.

Данные по сечениям могут быть взяты из нейтронных и протонных библиотек:

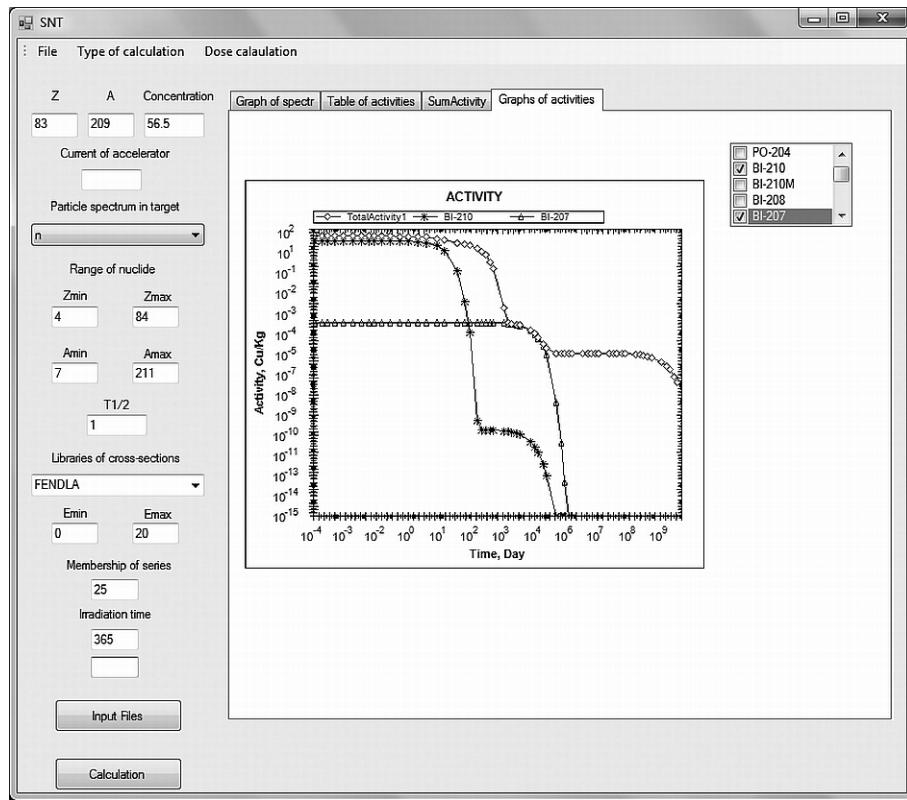


Рис.2. Пользовательский интерфейс ввода-вывода

- нейтронных библиотек, представленных в формате ENDF-6 (могут быть получены из библиотеки с помощью программного модуля ADR (activation data reader) [5];
- библиотеки MENDL [6], содержащей сечения нейтронных реакций для ядер от Al до Po при энергиях от 20 до 100 МэВ;
- библиотеки WIND [6], включающей в себя данные по сечениям нейтронных и протонных реакций для долгоживущих радионуклидов при энергии от 1 МэВ до 10 ГэВ;
- библиотеки PADF [9], содержащей сечения протонных реакций для ядер от Mg до Ra при энергиях от 0 до 150 МэВ;
- библиотеки IEAF [7], содержащей сечения нейтронных реакций для ядер от H до Po при энергиях от 150 до 1000 МэВ;
- библиотеки HEAD [8], содержащей сечения нейтронных и протонных реакций для ядер от H до Po при энергиях от 150 до 1000 МэВ.

С практической точки зрения для определения потенциальной биологической опасности радионуклидов лучше использовать термин «токсичность». Поэтому одним из режимов работы комплекса является оценка токсичности в зависимости от типа попадания нуклида в организм: поглощенная с пищей (ingestion toxicity) и ингаляционная (inhalation toxicity).

Для каждого изотопа приводятся зависимость активности от времени и результаты расчета токсичности для различных органов в виде таблиц и графиков. Пример расчета приведен на рис.3.

### **ПРАКТИЧЕСКОЕ ПРИМЕНЕНИЕ SNT.1**

Расчет активности для проекта TRADE

Для верификации программы был проделан расчет активности воды, охлаждающей

мишень из Ta в проекте TRADE (TRiga Accelerator Driven Experiment) [10]. Мишень облучалась протонами с энергией 140 МэВ. Результаты расчета сравнивались с расчетами по программам FISPACT [11], SP-FISPACT [12], ANITA-IEAF [13].

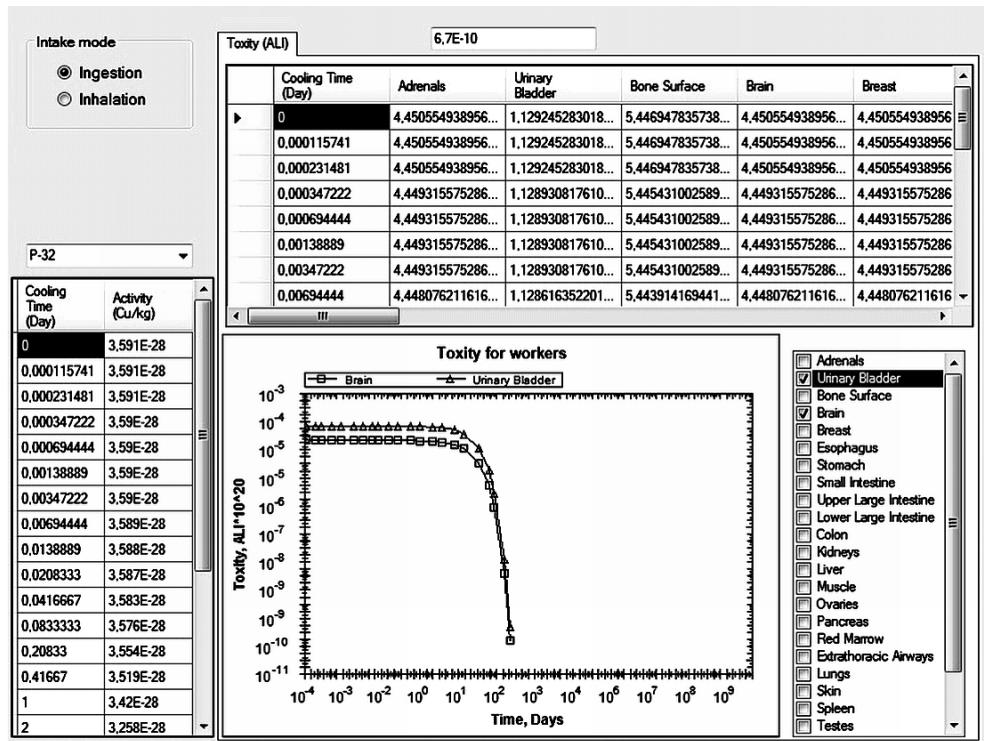


Рис.3. Пример расчета токсичности

Результаты расчета активности по всем программам представлены на рис. 4 и в табл. 2. Графики, полученные с помощью программ SNT.1 и FISPACT, лежат близко друг к другу, несмотря на то, что в программных кодах реализованы разные методы решения уравнения Бейтмана.

Таблица 2

### Результаты расчета

Время после окончания облучения, год	Активность, Бк/кг			
	FISPACT	SP-FISPACT	ANITA-IEAF	SNT.1
1,00E-10	4,53E+10	1,73E+11	1,90E+11	6,43E+10
3,17E-08	4,14E+10	1,61E+11	1,80E+11	6,43E+10
0,00274	2,79E+09	8,46E+09	2,65E+10	5,29E+09
0,01918	2,78E+09	8,25E+09	2,64E+10	5,29E+09
0,08493	2,77E+09	7,58E+09	2,63E+10	5,29E+09
1	2,63E+09	5,52E+09	2,50E+10	5,03E+09
10	1,59E+09	3,31E+09	1,51E+10	3,03E+09
100	1,05E+07	2,56E+07	1,02E+08	2,05E+07
1000	376115	4,09E+06	5,81E+06	1,08E+06

Расчет концентрации и активности нуклидов, образующихся при облучении Pb-Bi-мишени, с учетом изменения тока ускорительной установки во время облучения

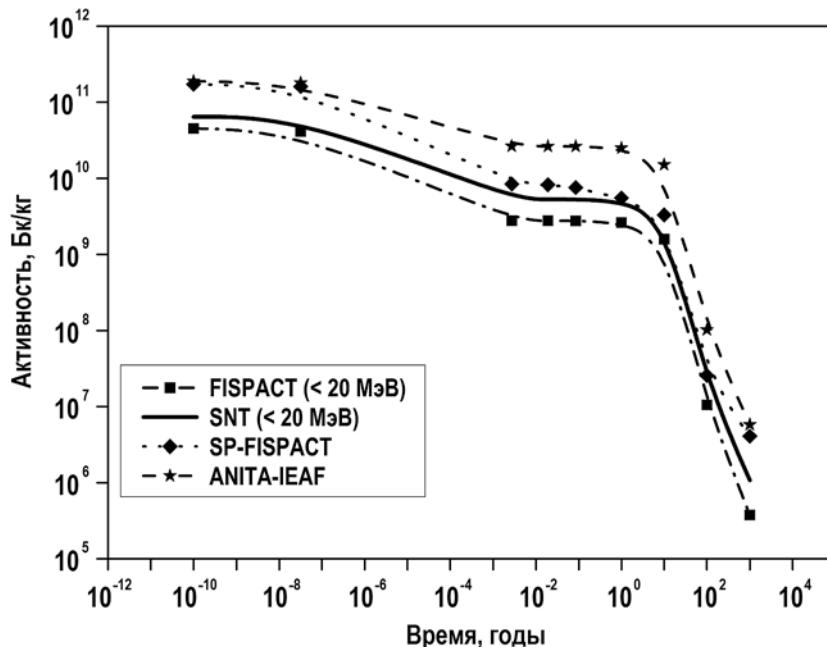


Рис.4. Результаты расчета активности

Рассчитывались концентрации и активности нуклидов, возникающих при облучении свинцово-висмутовой мишени (43.5% Pb, 56.5% Bi) протонами с энергией 575 МэВ. Рассматривались три варианта облучения:

- с переменным значением тока ускорительной установки;
- с постоянным значением тока установки 77.42e-06 А (среднее суточное значение тока для первого варианта) в непрерывном режиме;
- с постоянным значением тока установки 77.42e-06 А, непрерывно работающей по 12 часов в сутки.

Результаты расчета активностей для всех случаев представлены на рис. 5.

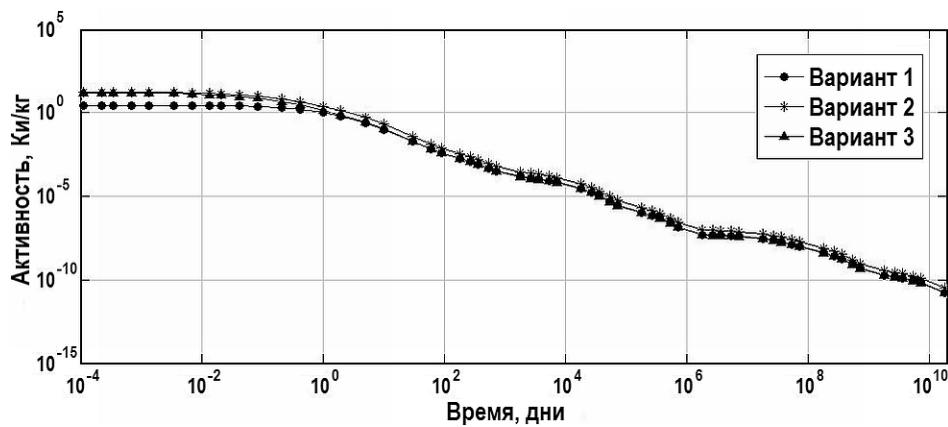


Рис.5. Графики активностей для трех вариантов облучения

## НЕЙРОННЫЕ СЕТИ ДЛЯ АППРОКСИМАЦИИ И ПОЛУЧЕНИЯ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ ДАННЫХ

Получение экспериментальных ядерно-физических данных, таких как сечения реакций, является технически и экономически сложной задачей, поэтому широкое применение получило использование различных расчетных кодов, моделирующих физические процессы,

происходящие при взаимодействии ядер с протонами или нейtronами. Была проанализирована возможность получения таких данных с использованием нейронных сетей [14, 15].

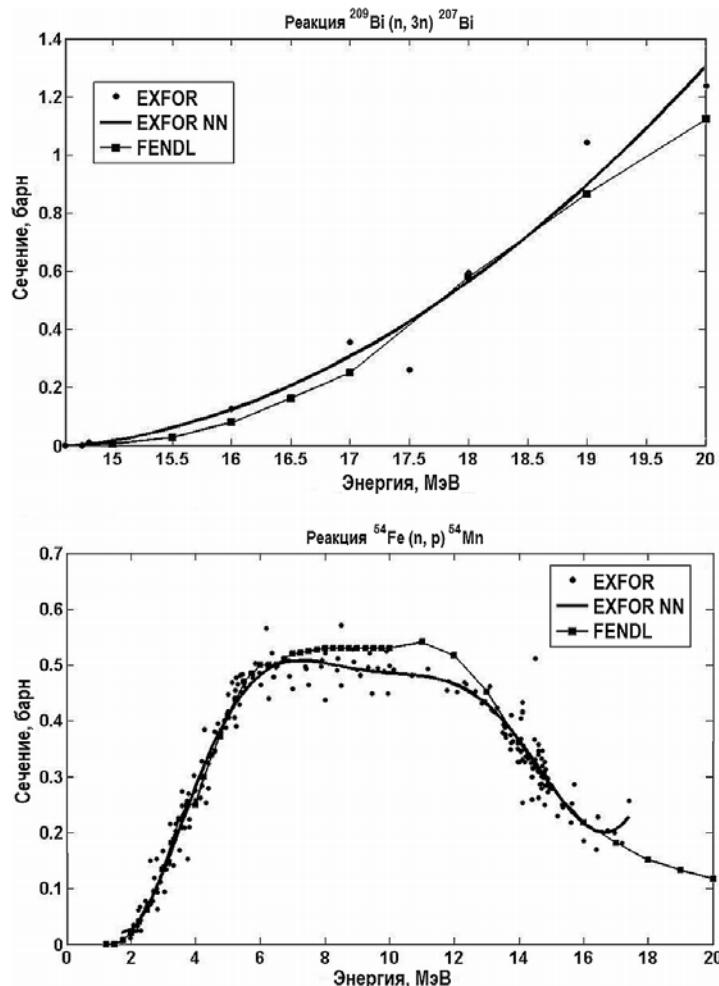


Рис. 6. Сечения реакций  $^{209}\text{Bi}(n, 3n)^{207}\text{Bi}$  (вверху) и  $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$  (внизу)

С помощью нейронной сети были аппроксимированы экспериментальные данные, взятые из библиотеки EXFOR [16], по сечениям для реакций  $^{209}\text{Bi}(n, 3n)^{207}\text{Bi}$  и  $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$  (рис.6). Результат аппроксимации сравнивался с библиотекой сечений FENDL, качество аппроксимации оценивалось с помощью факторов согласия.

Для проверки возможности получения данных с помощью нейронных сетей в диапазонах энергий, где имеется нехватка или отсутствие экспериментальных данных, были взяты данные по полному сечению реакций при взаимодействии нейтронов с ядрами  $^{209}\text{Bi}$  для энергий от 150 до 1000 МэВ из библиотеки экспериментальных данных EXFOR.

Рассматривались два варианта:

- с изъятием из данных части сечений в диапазоне от 150 до 200 МэВ (в этой области сечение при росте энергии уменьшается);
- с изъятием из данных части сечений в диапазоне от 200 до 400 МэВ (сначала сечение уменьшается, а потом возрастает).

С помощью нейронных сетей RBF (радиально-базисной) и GRNN (обобщенно-регрессионной) выполнили восстановление этих данных, и результаты сравнили с первоначальными данными из EXFOR. Результаты расчета с помощью нейронных сетей для двух

областей показаны на рис. 7.

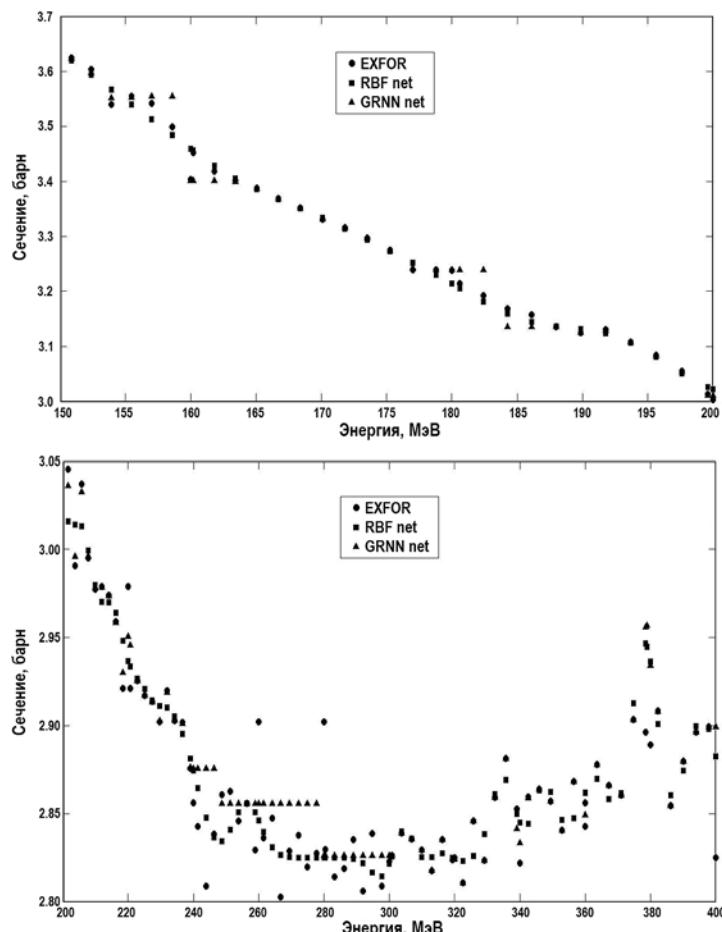


Рис. 7. Расчет для диапазона от 150 до 200 МэВ (вверху) и от 200 до 400 МэВ (внизу)

Таким образом, используя нейронные сети как математическую модель, описывающую характер изменения имеющихся экспериментальных данных, можно получать необходимые данные и производить дальнейшие расчеты, не применяя сложные программные расчетные комплексы, основанные на физических моделях процессов, происходящих при взаимодействии ядер с протонами или нейtronами.

### **Литература**

1. House of lords select committee on science and technology, management of nuclear waste, session 1998-99 3-rd report, 1999.
2. Physics and Safety of Transmutation Systems, A Status Report, NEA No. 6090, OECD 2006.
3. Казанский Ю.А., Клинов Д.А. Эффективность трансмутации осколков деления // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2000. –№4.–С.38-46.
4. Коровин Ю.А., Максимушкина А.В., Наталенко А.А. Интерактивная система по расчету изотопного состава и наведенной активности облученных материалов перспективных ЯЭУ// Вестник НИЯУ МИФИ. – 2013. –Т. 2. – №1. –С. 79-84.
5. Коровин Ю.А., Наталенко А.А., Саенко А.В. Верификация и валидация моделей высокоенергетических нуклон-ядерных взаимодействий на базе программного комплекса CADEP// Ядерная физика и инжиниринг, 2010. –Т. 1, –№6. – С. 504-511.
6. Коровин Ю.А., Конобеев А.Ю., Переславцев П.Э., Станковский А.Ю. Ядерные данные для исследования радиационных эффектов, активации и трансмутации материалов,

облучаемых частицами промежуточных энергий // Известия вузов. Ядерная энергетика. 1996. – № 6. – С. 76.

7. Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Наталенко А.А. и др. Нейтронная библиотека активационных файлов IEAF-2005 в энергетическом диапазоне от 150 МэВ до 1 ГэВ // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. – № 2. – С. 8.

8. Конобеев А.Ю., Коровин Ю.А., Наталенко А.А. и др. Библиотека протонных активационных ядерных данных HEPAD-2008 // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2009. – № 3. – С. 97.

9. Konobeyev A.Yu., Broeders C.H.M., Fischer U. et al. The Proton Activation Data File PADF-2007 // DOI:10.1051/ndata:07352.

10. TRADE - Final feasibility report, The Working Group on TRADE, TRADE PC.0 FS 0020, March 2002, ([www.trade.enea.it](http://www.trade.enea.it)).

11. Forrest R.A. FISPACT-2001: User manual (UKAEA FUS 450, 2001).

12. Petrovich C. SP-FISPACT2001. A Computer Code for Activation and Decay Calculations For Intermediate Energies. A Connection Of FISPACT With MCNPX, ERG/2001/10 (ENEA, 2001).

13. Cepraga D.G., Frisoni M., Cambi G. Fusion Engineering and Design 69 (2003) p.719-722.

14. Нейронные сети: <http://www.mathworks.com/products/neural-network/>

15. Mark Hudson Beale, Martin T. Hagan, Howard B. Demuth. Neural Network Toolbox™ User's Guide R2013b.

16. Библиотека EXFOR: <https://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm>

Поступила в редакцию 18.12.2013 г.

### Авторы

Коровин Юрий Александрович, профессор, доктор физ.-мат. наук  
E-mail: korovin@iate.obninsk.ru

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

UDC 51.7:539.17

## CALCULATION OF ISOTOPIC COMPOSITION AND INDUCED ACTIVITY OF IRRADIATED MATERIALS IN INNOVATIVE ACCELERATOR-DRIVEN SYSTEMS

Korovin Yu.A., Maksimushkina A.V.

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

### ABSTRACT

The paper describes the SNT.1 system for calculating the isotopic composition and induced activity of irradiated materials in innovative accelerator-driven systems (ADS). The SNT.1 algorithm, the list and format of the input data, the list of evaluated nuclear data libraries to be used in the calculations as well as various calculation options are given. The calculations performed by SNT.1 are presented. For the TRADE project, the activity calculation of the water cooling the Ta target is presented, the calculation results were compared with those obtained by other software codes. The results of activity calculations by different codes show good agreement. The concentration and activity of nuclides formed during irradiation of the lead-bismuth target are performed with due account of the variations in the accelerator current during irradiation. The possibility of using neural networks for approximation and recovery of data, such as the reaction cross-sections, is considered. RBF and GRNN neural network structures were selected to approximate data on the  $^{209}\text{Bi}$  ( $n, 3n$ )  $^{207}\text{Bi}$  and  $^{54}\text{Fe}$  ( $n, p$ )  $^{54}\text{Mn}$  reaction cross sections. Neural networks were used to restore the data on the total cross-section of the neutron- $^{209}\text{Bi}$  interaction reactions. The approximation quality was assessed using agreement factors. It was shown that it is possible to obtain the necessary data and produce further calculations without using complex software systems.

**Key words:** transmutation, activity calculation, irradiated materials, nuclear data, reaction cross-sections, neural networks.

### REFERENCES

1. House of lords select committee on science and technology, management of nuclear waste, session 1998-99 3rd report, 1999.
2. Physics and Safety of Transmutation Systems, A Status Report, NEA No. 6090, OECD 2006.
3. Kazanskiy Yu.A., Klinov D.A. Effektivnost' transmutacii oskolkov deleyniya [Transmutation Efficiency of Fission Fragments.] *Izvestiya Vuzov. Yadernaja Energetika*. 2000, no. 4, pp. 38-46.
4. Korovin Yu.A., Maksimushkina A.V., Natalenko A.A. Interaktivnaya sistema po raschetu izotopnogo sostava i navedennoy aktivnosti obлучennykh materialov perspektivnyih YaEU [Interactive System for Calculating the Isotope Composition and Induced Radioactivity of Irradiated Materials on Nuclear Power Facilities]. *Vestnik NRNU MEPhI*. 2013, v. 2, no. 1, pp. 79-84.
5. Korovin Yu.A., Natalenko A.A., Saenko A.V. Verifikatsiya i validatsiya modeley vysokoenergeticheskikh nuklon-yadernyh vzaimodeystviy na baze programmnogo kompleksa CADEP [Verification and validation of models of high-energy nucleon-nucleus interactions based on software system CADEP]. *Nuclear Physics and Engineering*. 2013, v. 1, no. 6, pp. 504-511.
6. Korovin Yu.A., Konobeev A.Yu., Pereslavtsev P.E., Stankovsky A.Yu. Yadernye dannye dlya issledovaniya radiatsionnyih effektov, aktivatsii i transmutatsii materialov, obluchaemyih chaschitsami promezhutochnyyih energiy [Nuclear Data for the study of radiation effects, activation and transmutation of materials irradiated by intermediate energy particles]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 1996, no. 6, p. 76.
7. Konobeev A.Yu., Korovin Yu.A. Natalenko A.A., et al. Neytronnaya biblioteka

- aktivatsionnyih faylov IEAF-2005 v energeticheskem diapazone ot 150 MeV do 1 GeV [Neutron activation library files "IEAF-2005" in the energy range from 150 MeV to 1 GeV]. *Izvestya vuzov. Yadernaya energetika.* 2007, no. 2, p. 8.
8. Konobeev A.Yu., Korovin Yu.A. Natalenko A.A., et al. Biblioteka protonnyih aktivatsionnyih yadernyih dannyih HEPAD-2008 [Library of proton activation nuclear data HEPAD-2008]. *Izvestya vuzov. Yadernaya energetika.* 2009, no. 3, p. 97.
9. Konobeyev A.Yu., Broeders C.H.M., Fischer U. et al. The Proton Activation Data File PADF-2007. DOI:10.1051/ndata:07352.
10. TRADE – Final feasibility report. The Working Group on TRADE, TRADE PC.0 FS 0020, March 2002. Available at: <http://www.trade.enea.it>
11. Forrest R.A. FISPACT-2001: User manual (UKAEA FUS 450, 2001).
12. Petrovich C. SP-FISPACT2001. A Computer Code for Activation and Decay Calculations For Intermediate Energies. A Connection Of FISPACT With MCNPX, ERG/2001/10 (ENEA, 2001).
13. Cepraga D.G., Frisoni M., Cambi G. Fusion Engineering and Design 69 (2003) pp.719-722.
14. Neural Network. Available at: <http://www.mathworks.com/products/neural-network/>
15. Mark Hudson Beale, Martin T. Hagan, Howard B. Demuth. Neural Network Toolbox<sup>TM</sup> User's Guide R2013b
16. EXFOR Library. Available at: <http://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm>

### Authors

Korovin Yurij Aleksandrovich, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: korovin@iate.obninsk.ru

Maksimushkina Anastasiya Vladimirovna, Assistant

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

# ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС РАСЧЕТА ДОПУСКАЕМЫХ ТОЛЩИН СТЕНОК ЭЛЕМЕНТОВ ОБОРУДОВАНИЯ АЭС В УСЛОВИЯХ ЭРОЗИОННО- КОРРОЗИОННОГО ИЗНОСА

**А.В. Щербаков, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников**

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



Разработан программный комплекс по расчету допустимых толщин элементов трубопроводов, изготовленных из углеродистых сталей и работающих в условиях эрозионно-коррозионного износа, соответствующего отраслевому регламенту РД ЭО 1.1.2.11.0571-2010. Основные принципы – обеспечение достоверности и сохранение консервативности расчетов, базирование на нормативах отрасли, расчете характеристического размера дефекта для данного элемента трубопровода и анализе действующих напряжений. Для работы алгоритма разработана база данных со значениями физико-химических свойств металлов, что позволило производить расчеты всех возможных типоразмеров элементов при реальных условиях эксплуатации. В базе данных представлены все используемые на АЭС марки стали и их физико-химические свойства. Реализована возможность расширения перечня металлов и их свойств. На сегодня методики расчета реализованы для прямого участка, гибов и крутоизогнутых гибов, а также зон околовшовных соединений. Вывод результатов полностью соответствует форме РД. Тестирование программного комплекса, проведенное более чем на пятидесяти элементах из РД, показало совпадение рассчитанных параметров со значениями, приведенными в РД, с точностью до 3%. Главной особенностью разработки является реализованная возможность расчетов для свободных типоразмеров элементов и произвольных допустимых по регламенту условий.

**Ключевые слова:** эрозионно-коррозионный износ, толщина стенки трубопровода, программа, давление, прочность, ресурс.

## ВВЕДЕНИЕ

Поддержание надежной работы оборудования АЭС является важной задачей не только на стадии проектирования и строительства, но и на стадии эксплуатации. Именно процесс эксплуатации является определяющим в вопросе, как долго и успешно будет функционировать АЭС в целом.

Трубопроводные системы второго контура реакторов изготовлены, в основном, из углеродистых сталей с достаточно низким содержанием хрома и меди, что стимулирует развитие процесса эрозионно-коррозионного износа (ЭКИ). ЭКИ связан с размывами внутренней поверхности элементов трубопроводов, особенно в условиях высокой турбулентности потока, что может привести к недопустимым утонениям и даже разрывам

© А.В. Щербаков, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников, 2014

(«разрушение перед течью»). Оценка остаточного ресурса элемента, или времени до достижения минимально допустимой толщины, основана на расчете скорости ЭКИ по данным эксплуатации на основе прогнозных методик (например, CHECKWORKS, DASY, COMSY и др. зарубежных кодов, а также ЭКИ-02 и ЭКИ-03), либо на базе данных эксплуатационного контроля толщин стенок элементов оборудования и трубопроводов [1].

Формула для оценки остаточного ресурса

$$\tau_{\text{ост}} = (S_{\min} - S_{\text{доп}})/W_{\text{ЭКИ}},$$
$$W_{\text{ЭКИ}} = (S_{\text{ном}} - S_{\min})/\tau,$$

где  $\tau_{\text{ост}}$  – остаточная длительность эксплуатации, лет;  $W_{\text{ЭКИ}}$  – скорость ЭКИ, мм/г.;  $\tau$  – длительность эксплуатации, лет;  $S_{\text{ном}}$  – исходная (номинальная) толщина стенки элемента, мм;  $S_{\text{доп}}$  – минимально допустимая толщина стенки элемента, мм. Однако для определения того, какие именно значения следует подставлять в данные формулы, потребовались специальные исследования на различных элементах и различных реакторных установках. Тем не менее, руководящего документа по расчету скорости ЭКИ по данным контроля до сих пор нет.

Для расчета значений параметра  $S_{\text{доп}}$  в отрасли разработан руководящий документ эксплуатирующей организации – РД ЭО 1.1.2.11.0571-2010 «Нормы допускаемых толщин стенок элементов трубопроводов из углеродистой стали при эрозионно-коррозионном износе» [2], основанный на ОСТ типоразмеров элементов, которые могут быть использованы при определенных условиях нагружения, свойствах металла, а также на величине размыва, фиксируемого при эксплуатационном контроле – чем меньше величина размыва, тем меньше может быть допустимая толщина стенки.

Этот документ постоянно развивается в части расчета различных типов элементов. Однако практика использования тех или иных типоразмеров трубопроводов показывает, что их перечень существенно шире представленного в бумажном варианте РД. Поэтому возникает проблема расчета допустимых толщин, во-первых, для реально используемых элементов, во-вторых, в режиме *on-line*.

## ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Эрозионно-коррозионный износ (ЭКИ) является наиболее распространенным механизмом повреждения оборудования и трубопроводов АЭС, изготовленных из углеродистых сталей с примесями хрома и меди. Ряд аварий на зарубежных и отечественных АЭС, причиной которых явился ЭКИ элементов трубопроводов, послужили основанием для поиска средств предотвращения подобных событий, а также для разработки регламента контроля и средств прогнозирования интенсивности ЭКИ.

Введенный в действие с 29.10.2012 г. РД распространяется на весь жизненный цикл элементов оборудования и подчеркивает, что «...нормы допускаемых толщин стенок элементов трубопроводов ... приведены для состояния элементов на дату следующего контроля толщин стенок».

Однако в данный РД включен далеко не весь перечень типоразмеров. К тому же реальные параметры эксплуатации могут существенно отличаться от указанных в РД по давлению, температуре или тому и другому вместе. Поэтому актуальным является разработка программного комплекса, аналогичного данному РД, но позволяющему рассчитывать допустимые толщины в альтернативных условиях. Основные принципы назначения допустимых толщин – сохранение консервативности расчетов, базирование на ОСТ, «Нормах расчета на прочность ...» ПНАЭ-Г-7-002-86 [3], расчете характеристического размера элемента трубопровода и анализе действующих напряжений. Главная трудность разработки состоит в том, что все многообразие значений давлений и температур искусственно разбито на шесть групп:  $P = 11,77 \text{ МПа}, T = 250^\circ\text{C}$ ;  $P = 8,44 \text{ МПа}, T = 300^\circ\text{C}$ ;  $P = 5,89 \text{ МПа}, T = 275^\circ\text{C}$ ;  $P = 3,92 \text{ МПа}, T = 200^\circ\text{C}$ ;  $P = 1,75 \text{ МПа}, T = 200^\circ\text{C}$ ;  $P = 0,64 \text{ МПа}$ ,

$T = 195^{\circ}\text{C}$ . Реальные значения этих параметров должны быть идентифицированы программой так, чтобы обеспечить достоверность и консервативность расчетов. Разработанное программное обеспечение может использоваться как автономно, так и в составе систем более высокого уровня.

## АЛГОРИТМ

Основную роль в расчете допустимой толщины стенки играет номинальное допустимое напряжение, определяемое по характеристикам материала при расчетной температуре – пределам текучести, прочности, длительной прочности:

$$[\sigma] = \{R_{m}^T / n_m; R_{p0,2}^T / n_{0,2}\},$$

где  $R_m^T$  – рассчитываемое минимальное значение временного сопротивления при температуре эксплуатации, МПа;  $R_{p0,2}^T$  – минимальное значение предела текучести при температуре эксплуатации  $T$ , МПа;  $n_m, n_{0,2}$  – коэффициенты запаса прочности по временному сопротивлению и по пределу текучести соответственно.

Так как в РД Э0 1.1.2.11.0571-2010 представлена не вся номенклатура типоразмеров элементов, используемых на атомных станциях, и, как следствие, ограниченный перечень возможных эксплуатационных характеристик, был реализован алгоритм расчета промежуточных значений номинального допустимого напряжения, основанный на ПНАЭ Г-7-002-86 «Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок» [3], благодаря которому в программных модулях существует возможность свободного ввода давления, расчетной температуры и типоразмера элемента. Для этого алгоритма разработана база данных, в которой хранятся значения физико-химических свойств металлов, что позволяет производить расчеты всех возможных типоразмеров элементов при реальных условиях эксплуатации. На данный момент в базе представлены все используемые на станциях марки стали и их физико-химические свойства. Реализована возможность расширения перечня металлов и их свойств.

В связи с тем, что алгоритм расчета промежуточных значений номинального допустимого напряжения (по прочности) основан на [3], существуют ограничения по его использованию:

– при температурах, превышающих максимальное разрешенное значение [3], допускаемое напряжение не определяется, т.к. это повлечет за собой игнорирование учета длительных характеристик прочности (т.е. предела длительной прочности);

– физико-механические характеристики материалов приняты согласно ПНАЭ Г-7-002-86 [3]. Промежуточные значения характеристик материала определяются линейной интерполяцией вида

$$R_m^T = R_{T_1}^T + (R_{T_2}^T - R_{T_1}^T) \cdot (T - T_1) / (T_2 - T_1),$$

где  $R_m^T$  – рассчитываемое минимальное значение временного сопротивления при температуре эксплуатации, МПа;  $R_{T_1}^T, R_{T_2}^T$  – известные значения минимального значения временного сопротивления при температурах эксплуатации  $T_1$  и  $T_2$  соответственно;  $T$  – расчетное значение температуры.

$$R_{p0,2}^T = R_{p0,2}^{T_1} + (R_{p0,2}^{T_2} - R_{p0,2}^{T_1}) \cdot (T - T_1) / (T_2 - T_1),$$

где  $R_{p0,2}^T$  – минимальное значение предела текучести при температуре эксплуатации  $T$ , МПа;  $R_{p0,2}^{T_1}, R_{p0,2}^{T_2}$  – известные значения предела текучести при температурах  $T_1$  и  $T_2$  соответственно.

Перед расчетом элемента трубопровода с эксплуатационными характеристиками, отличными от РД и [3], осуществляется проверка базы данных на предмет существования заданных параметров расчета. При обнаружении совпадений номинальное напря-

жение не рассчитывается, а берется из базы данных. Если при проверке базы не были обнаружены требуемые параметры, то программный модуль рассчитывает значения по формулам, приведенным выше, и результат помещается в базу данных, откуда может быть вызван для других расчетов.

В связи с тем, что номинальное допускаемое напряжение не зависит от формы элемента трубопровода, рассчитанные ранее значения, например, для прямого участка, могут использоваться для расчетов других элементов, выполненных из той же стали.

После определения допускаемого номинального напряжения происходит расчет допустимой толщины стенки трубопровода выбранного элемента. На настоящий момент методики расчета приведены для трех групп элементов: прямой участок, гибы и крутоизогнутые гибы (рассчитываются по одной методике), а также зоны околосшовных соединений.

Алгоритм расчета представляет собой запрограммированные методики определения допустимой толщины стенки элемента трубопровода в соответствии с РД ЭО 1.1.2.11.0571-2010 [2]. Методики расчета различных элементов существенно отличаются.

Рассмотрим принцип работы приложения по расчету допустимой толщины стенки трубопровода на примере прямого участка.

Инициализация работы программы начинается с введения необходимых параметров в форму (рис. 1).

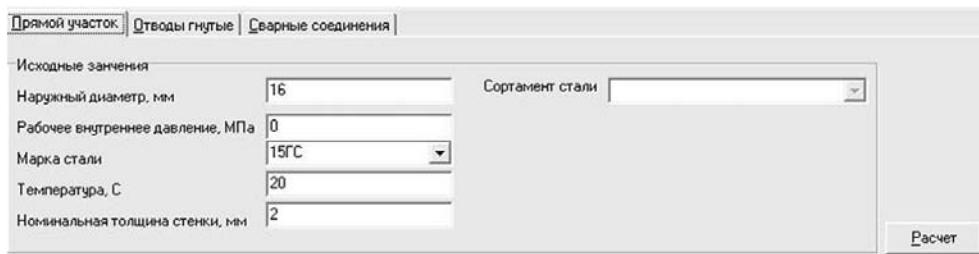


Рис. 1. Форма ввода исходных данных

*Примечание.* До начала расчета пользователь должен выбрать марку стали и ее сортамент для рассчитываемого элемента, так как это необходимые условия расчета номинального допускаемого напряжения, заданного в ПНАЭ Г-7-002-86. В РД для стали «20» номинальное напряжение рассчитано относительно сортамента «Поковки диаметром до 300 мм, КП215\*», в программном модуле ему соответствует запись «300КП215» в выпадающем списке «Сортамент стали».

Вначале выполняется обращение к базе данных. Если введенные параметры отличаются от содержимого базы, то производится расчет номинального напряжения по формулам, описанным выше, занесение новых данных в базу и подключение модуля расчета прямого участка. Модуль представлен в виде элемента динамической библиотеки, алгоритм которого основан на методике расчетов по РД.

Затем определяется расчетная толщина стенки трубопровода по формуле

$$S_{RT}^* = PD_a / (2\varphi_T[\sigma] + P),$$

в которую входит номинальное напряжение, рассчитанное для введенной температуры. Здесь  $P$  – давление, МПа;  $D_a$  – диаметр трубы, мм;  $\varphi_T$  – расчетный коэффициент снижения прочности.

Следующий шаг – определение допускаемой толщины стенки прямого участка по формуле

$$S_{RT} = \max \{ (S_{RT}^* + 0,2 \text{ мм}), (0,5S_{nom} + 0,2 \text{ мм}) \}.$$

Далее производится расчет понижающего коэффициента для локального утонения

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

по формуле

$$\beta = \{(1 - \exp[-L_a L_t / (4R \cdot S_{RT})]) / (1 - \exp[-L_a L_t / (4R \cdot S_{RT})])\}^{0.5},$$

где  $L_a$  – размер дефекта в осевом направлении, мм;  $L_t$  – размер дефекта в окружном направлении, мм;  $R$  – срединный радиус трубы, мм.

Этот коэффициент используется на последнем шаге для расчета значений допустимой толщины стенки прямого участка в зоне локального утонения: в осевом направлении – не более  $8 \cdot (RS_{RT})^{0.5}$ , в окружном – не более  $0.25 \cdot D_a$ .

Значение допустимой толщины стенки  $S_{LT}$  прямого участка трубопровода при нагружении его внутренним давлением в зоне локального утонения вычисляют по формуле

$$S_{LT} = \beta \cdot S_{RT}.$$

На этом этапе расчет произведен полностью. Пользователю выводятся все рассчитанные значения в виде (рис. 2), аналогичном бумажному варианту РД.

Расчет Условный проход	Сталь	Геометрия трубопровода		Расчетная толщина	Допустимая толщина	Lct, мм	Допустимая толщина стенки трубопровода Slt в зоне локального утонения, мм				
		Da, мм	Sном, мм				1	2	3	4	5
12	20	16	2	7,82	8	12,56	3,4	5,4	7,2	7,8	8

Рис. 2. Вывод результатов расчетов

Программный комплекс (ПК) выполнен в режиме «одного окна» с элементами пользовательской графики. Пользовательский интерфейс содержит три вкладки – «Прямой участок», «Отводы гнутые», «Сварные соединения», что позволяет вести расчет трех групп элементов трубопроводов АЭС, не переключаясь между окнами.

По сути, запрограммированная методика расчета допустимых толщин элементов трубопроводов АС дает возможность вычислить допустимую толщину стенки, понизив при этом консерватизм расчетов путем более точной оценки остаточной толщины стенки трубопровода.

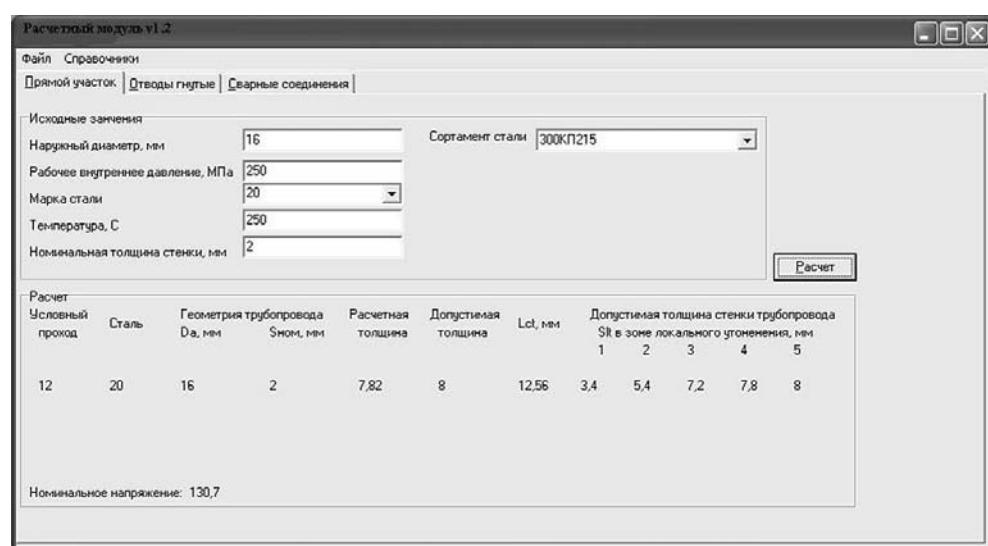


Рис. 3. Общий вид окна программы

## ТЕСТИРОВАНИЕ

Тестирование программного продукта проводилось более чем на пятидесяти элементах, приведенных в РД. В итоге программный продукт показал совпадение (с точностью до 3%) рассчитанных параметров со значениями, приведенными в РД. В таблице 1 приведено сравнение РД (предпоследняя строка «РД») с результатами работы комплекса (последняя строка «ПК»); параметр  $Lct = 0,25\pi D_a$ , мм.

Таблица 1

### Расчетные данные из РД и программного комплекса

Исходные данные: $P = 11,77$ МПа; $T = 250$ °C; $[\sigma] = 130,67$ МПа (сталь 20)											
Условный проход	Марка стали	Геометрия трубопровода		Расчетная толщина	Допустимая толщина	$Lct$ , мм	Допустимая толщина стенки трубопровода $S_{LT}$ в зоне локального утонения, мм				
		$D_a$ , мм	$S_{nom}$ , мм				$L_a / (R \cdot S_R)^{0.5}$				
$D_y$ , мм		$D_a$ , мм	$S_{nom}$ , мм	$S^{*}_{RT}$ , мм	$S_{RT}$ , мм		1	2	4	6	8
РД: 300	20	325	19	14,01	14,2	255	13,2	13,9	14,1	14,2	14,2
ПК: 300	20	325	19	14	14,2	255,125	13,1	13,5	14,2	14,2	14,2

Рассмотрим прямой участок трубопровода 108×6 мм (табл. 2, Кольская АЭС) и проведем сравнительный анализ результатов между РД и программным комплексом.

Таблица 2

### Характеристика прямого участка

№ схемы	№ заключения	Код	Типоразмер, мм	$P$ , кг/см <sup>2</sup> ; МПа	$T$ , °C
И-107	Д7225-И-107-Л1	Прямой участок	108×6	109; 10.69	170

По данным таблицы 2 произведем выборку из РД по следующему наивысшему давлению от реального для сохранения консервативности расчетов. В силу того, что в РД всего восемь групп эксплуатационных характеристик, расчетная температура будет завышена на 80°С и составит 250°С. Выборка приведена в табл. 3 (строка «РД»).

Таблица 3

### Сравнение результатов РД и программного комплекса

Исходные данные: $P = 11,77$ МПа; $T = 250$ °C; $[\sigma] = 130,67$ МПа (сталь 20)											
Условный проход	Сталь марки	Геометрия трубопровода		Расчетная толщина	Допустимая толщина	$Lct$ , мм	Допустимая толщина стенки трубопровода $S_{LT}$ в зоне локального утонения, мм				
		$D_a$ , мм	$S_{nom}$ , мм				$L_a / (R \cdot S_R)^{0.5}$				
$D_y$ , мм		$D_a$ , мм	$S_{nom}$ , мм	$S^{*}_{RT}$ , мм	$S_{RT}$ , мм		1	2	4	6	8
РД: 100	20	108	8	4,65	4,8	84,8	4,5	4,7	4,8	4,8	4,8
ПК: 96	20	108	6	4,11	4,3	84,78	3,4	4,1	4,3	4,3	4,3

При расчетах с помощью программного комплекса значения температуры, рабочего давления и типоразмера выбираются по данным табл. 2 и вводятся пользователем:  $P = 10,67$  МПа;  $T = 170$  °C;  $[\sigma] = 134,7$  МПа (сталь 20). Результаты показаны в табл. 3 (строка «ПК»). Таким образом, расчет с использованием разработанного комплекса снижает излишнюю консервативность РД (более высокая температура, иная толщина стенки) в данном случае на 0,5 мм, что позволит эксплуатировать элемент существенно дольше.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Такое уточнение с учетом согласования результатов с РД (расхождение менее 3%) дает возможность более точного расчета скорости ЭКИ в элементах трубопроводов АЭС.

### **ВЫВОДЫ**

1. Номенклатура типоразмеров на всех блоках атомных электростанций существенно превышает представленную в РД, поэтому возникает проблема расчета допустимых толщин стенок для тех трубопроводов, условия работы которых и типоразмеры отличаются от указанных в РД.

2. Допустимая толщина стенки (для обеспечения консервативности) может быть выбрана из варьируемых условий по давлению, температуре или типоразмеру. Рекомендации РД для этих случаев и результаты, полученные с помощью программного комплекса, практически совпадают.

3. В настоящее время разработаны программы для прямых участков, гибов, крутоизогнутых гибов, а также для сварных соединений. Формат вывода результатов полностью соответствует таблицам РД.

4. Расчетные модули, входящие в разработанный программный комплекс, имеют собственный пользовательский интерфейс, что позволяет использовать их как независимое программное обеспечение. В то же время модули выполнены в виде динамических библиотек, что обуславливает их встраиваемость в проекты более высокого уровня.

### **Литература**

1. Гулина О.М., Бараненко В.И., Докукин Д.А., Янченко Ю.А. О расчете скорости эрозионно-коррозионного износа и остаточного ресурса трубопроводов АЭС// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2. – С. 55-63.
2. Руководящий документ эксплуатирующей организации РД Э0 1.1.2.11.0571-2010 «Нормы допускаемых толщин элементов трубопроводов из углеродистых сталей при эрозионно-коррозионном износе». Введен в действие с 29.10.2012 г.
3. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86) / Госатомэнергонадзор СССР. – М.: Энергоатомиздат. 1989. -525 с.

Поступила в редакцию 17.12.2013 г.

### **Авторы**

Щербаков Александр Владимирович, аспирант  
E-mail: alex@sitetokey.net

Гулина Ольга Михайловна, доктор техн. наук, профессор  
E-mail: olga@iate.obninsk.ru

Сальников Николай Леонидович, доктор техн. наук, профессор  
E-mail: salnikov@iate.obninsk.ru

УДК 621.039

## CALCULATION CODE TO ESTIMATE ADMISSIBLE THICKNESS OF NPP EQUIPMENT COMPONENTS UNDER FLOW-ACCELERATED CORROSION

Scherbakov A.V., Gulina O.M., Salnikov N.L.

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

### ABSTRACT

The paper presents a calculation code to estimate admissible wall thickness of NPP pipelines made of carbon steel to evaluate residual service life under flow-accelerated corrosion. The code is in full compliance with the industry-specific Regulatory Document RD E0 1.1.2.11.0571-2010. The key principles of development are reliability and conservatism of the code calculation, reliance on nuclear industry rules and regulations, estimation of the piping component characteristic size and analysis of working stresses. A data base on physical and chemical properties of metals was developed for algorithm realization. This makes it possible to calculate admissible thickness of different types of component sizes under real operating conditions. The data base includes all steel grades used in the nuclear industry and their physical and chemical properties. In addition, the possibility of increasing the metal nomenclature is realized. So far, calculation procedures have been realized for straight parts, bends and weld-adjacent zones. The results obtained are in full compliance with the Regulatory Document RD E0 1.1.2.11.0571-2010. The calculation code was tested on more than fifty components. Good agreement of the calculated parameters with the values in the Regulatory Document RD E0 1.1.2.11.0571-2010 has been achieved (error of less than 3%). The main advantage of the code presented is the possibility to perform calculations for any element size under any admissible conditions in accordance with the operating rules and regulations.

**Key words:** flow-accelerated corrosion, admissible thickness of piping, computer code, pressure, strength, service life.

### REFERENCES

1. Gulina O.M., Baranenko V.I., Dokukin D.A., Yanchenko Y.A. O raschete skorosti erozionno-korrozionnogo iznosaiostatotchnogoresursatruboprovodovAES [Researching of erosion-corrosion wear in pipelines: the rate and residual lifetime estimation]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2010, no. 2, pp. 55–63.
2. Rukovodyaschij dokument ekspluatiruyuschej organizatsii RD E0 1.1.2.11.0571-2010 "Normy dopuskaemyh tolschin stenok elementov truboprovodov iz uglerodistyh stalej pri erozionno-korrozionnom iznose". VNIIAES. Vveden v dejstvie s 29.10.2012 g. [Standard RD E0 1.1.2.11.0571-2010 "Norms of piping admissible thickness from carbon steels under flow-accelerated corrosion"] (in Russian).
3. Normy rascheta na prochnost' oborudovaniya i truboprovodov atomnyh energeticheskikh ustanovok (PNAE G-7-002-86). Gosatomenergonadzor SSSR (Pravila i normy v yadernoj energetike) [Standard of strength calculation for equipment and piping of nuclear powerplants]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1989. 525 p. (in Russian).

### Authors

Scherbakov Aleksandr Vasil'evich, Postgraduate Student  
E-mail: alex@sitetokey.net

Gulina Ol'ga Mikhajlovna, Dr. Sci. (Engineering), Professor  
E-mail: olga@iate.obninsk.ru

Salnikov Nikolaj Leonidovich, Dr. Sci. (Engineering), Professor  
E-mail: salnikov@iate.obninsk.ru

# СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ПРОГРАММ MCNPX И GEANT4 ДЛЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ПЛАНИРОВАНИЯ ТЕРАПИИ БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ

**А.Н. Соловьев, В.В. Федоров, В.И. Харлов, У.А.Степанова**

*ФГБУ «Медицинский радиологический научный центр» Министерства здравоохранения России. 249036, Калужская обл., г. Обнинск, ул. Королева, 4*



Представлен сравнительный анализ средств моделирования программ MCNPX и GEANT4 в задачах расчета транспорта быстрых нейтронов для дистанционной лучевой терапии. Описываются группы модельных экспериментов, в которых сравниваются расчетные значения поглощенной энергии на различных типах фантомов и оценивается скорость расчета обоих средств моделирования в зависимости от изменения параметров фантома и источника. Результаты проведенных исследований могут лечь в основу системы дозиметрического планирования лучевой терапии быстрыми нейтронами.

**Ключевые слова:** лучевая терапия, дозиметрическое планирование, метод Монте-Карло.

## ВВЕДЕНИЕ

Задача количественной оценки поглощенной энергии в веществе имеет большое практическое применение – в зависимости от величины этой энергии можно определить поглощенную дозу в различных органах и частях тела пациента при реальном облучении. Эта задача является основной на стадии предлучевой подготовки пациента [1].

В настоящее время в мире существует всего несколько центров, где проводится дистанционная терапия быстрыми нейтронами. Среди них три лаборатории находятся в США, две в Японии, одна в Германии и две в России [2, 3]. Обнинский Медицинский радиологический научный центр Минздрава России совместно с ВНИИА проводит работу по созданию терапевтической установки для терапии нейтронами энергией 14 МэВ [5]. Основным элементом этой установки является нейtronный генератор, работающий на базе реакции  $^3\text{T}(\text{d},\text{n})^4\text{He}$  и выдающий моноэнергетический поток излучения. Это выгодно отличает его от реакторных терапевтических установок, таких как FRMII в Германии [6], где наряду с 14 МэВ-ными нейтронами присутствуют и нейтроны низких энергий, начиная от тепловых. Такой спектр налагает определенные ограничения на возможности реального медицинского применения подобных установок и требует большого количества инженерных и технических решений для его применения.

В данном исследовании проводилась оценка действия нейтронов энергии 14 МэВ на различные типы фантомов. Проводились две группы модельных экспериментов для каждого из средств моделирования. В первой группе экспериментов сравнивались результаты расчета на водном воксельном фантоме различных конфигураций, в том числе глубинное и продольное изодозные распределения и поверхностные эффекты от

© **А.Н. Соловьев, В.В. Федоров, В.И. Харлов, У.А.Степанова, 2014**

вторичных протонов, возникающие при взаимодействии нейтронов с веществом. Во второй группе сравнивалось изменение скорости расчета в зависимости от состава фантома и изменения конфигурации источника. В качестве вариантов использовались водный, тканеэквивалентный и несколько реальных человеческих фантомов, полученных на основе различных DICOM-снимков. Различные параметры источника связаны с учетом воздействия генератора нейтронов как такового, медицинской терапевтической установки в составе генератора и коллимирующего устройства [7, 8].

Потребность в проведении такого рода сравнений возникла из расхождения [9] экспериментальных данных и расчетной модели, которая была выполнена в среде MCNP5. Результаты этого опыта заставили переоценить возможности MCNP5, которая, имея ограниченный диапазон частиц, считает выделенную энергию в конкретной ячейке фантома как энергию нейтрона без учета вторичных частиц, в частности, протонов. Поэтому были выбраны программы MCNPX, позволяющая считать энергию от вторичных протонов (несущих основной вклад), и GEANT4, которая считает абсолютно все типы взаимодействий и не использует керма-приближение.

## СРЕДСТВА И МЕТОДЫ

В рассматриваемой задаче использовались программные средства MCNPX v.2.4.5e[10] и GEANT4.9.5-1 [11].

MonteCarlo N-Particle Transport Code (MCNP) – семейство программ для моделирования процесса переноса ионизирующего излучения (нейтронов, фотонов, электронов и др.) в материальных системах с использованием методов Монте-Карло. MCNPX разработана в Лос-Аламосской национальной лаборатории (Los Alamos National Laboratory) в США на языках программирования ANSI C и FORTRAN. Программа моделирует взаимодействие частиц (нейтронов, фотонов и электронов) с веществом системы. Рассматриваются реакции рассеяния и захвата, а также деления ядер нейтронами. Генерирует источник вторичных частиц, образующихся в ядерных реакциях (нейтроны деления, фотоны, электроны). Используется для решения задач в области физики ядерных реакторов, радиационной защиты, радиационной медицины [2].

В данном исследовании использовались параметры частиц (задаваемые директивами phys:x) [10], отличные от значений по умолчанию. В частности, были установлены особенные параметры для нейtronной, фотонной, электронной и протонной физики: включено аналоговое моделирование для всех типов частиц (т.е. отключено применение чисто статистических методов уменьшения дисперсии), отключена возможность распада нейтронов, отключены фотоядерные реакции на фотонах, а для расчета электронов и протонов использовалось приближение непрерывного торможения.

GEANT4 (англ. GEometry ANd Tracking – геометрия и трекинг) – программа для моделирования прохождения элементарных частиц через вещество с использованием методов Монте-Карло. Разработана в CERN на объектно-ориентированном языке программирования C++. GEANT4 позволяет моделировать частицы в очень широком энергетическом диапазоне (от нескольких электронвольт до многих гигаэлектронвольт). В отличие от MCNP она позволяет учитывать при моделировании вклад всех вторичных частиц, возникающих в ядерных реакциях первичных частиц с веществом, и предоставляет широкие возможности для сбора различной информации (выделившуюся в заданном объеме энергию, поглощенную дозу, поток частиц, длины треков и др.) [11]. В работе использовались версия GEANT 4.9.5 и собственный набор физических взаимодействий G4VModularPhysicsList, составленный на основе рекомендаций, приведенных в руководстве пользователя [11].

Расчеты выполнялись без использования техник параллельных вычислений, так как для MCNPX данная возможность недоступна без перекомпиляции исходных кодов, которые ввиду политических ограничений не поставляются в Россию и страны СНГ. Все

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

расчеты велись на одной машине с восемью процессорами Intel Xeon (тактовая частота 2.8 ГГц), что позволяло запускать одновременно несколько расчетов, по одному на каждый физический процессор, без потери производительности. Для построения графиков использовался программный продукт Origin. Для построение изодозных распределений использовался собственный программный код, написанный на языке Python [12] с использованием библиотек Numpy [13] и Matplotlib [14].

### ПЕРВАЯ ГРУППА МОДЕЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ: ВОДНЫЙ ФАНТОМ

Водный фантом – традиционная базовая модель человеческого тела для задач дозиметрического планирования. Именно водные фантомы использовались до появления средств компьютерного моделирования: на основе экспериментально полученных данных на один томографический снимок области вокруг опухоли пациента наносилась через кальку картина изодозного распределения [1]. Следует отметить, что подобные методы находят применение и в эпоху компьютерного моделирования – существует целые группы методов, которые основаны на коррекции поглощенной энергии (и, как следствие, поглощенной дозы) в зависимости от отношения плотности ткани к плотности воды. Взаимодействие нейтронов с тканями человеческого организма точно рассчитать такими методами нельзя. Моделирование, выполненное на водном фантоме, также показывает результаты, наблюдаемые в реальных экспериментах: максимальная поглощенная энергия от нейтронов энергии 14 МэВ (и, как следствие, максимальная доза) формируется вовсе не на крае фантома, ближайшем к источнику, а на глубине около двух миллиметров. На рисунках 1 и 2 показаны графики полученных зависимостей поглощенной энергии в веществе от глубины в фантоме.

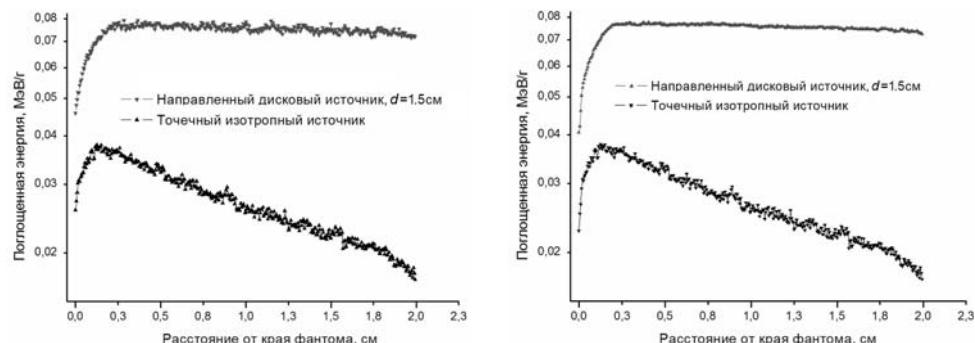


Рис. 1. Глубинное распределение поглощенной энергии в водном фантоме, рассчитанное с помощью MCNPX (слева) и GEANT4 (справа). Расстояние от источника – 5 см. Энергия нейтронов – 14 МэВ. Плотность потока энергии нейтронов –  $10^{11}$  н/с

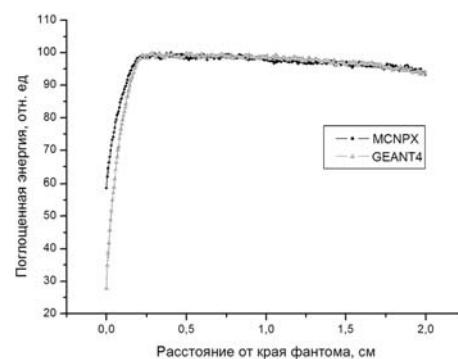


Рис. 2. Сравнительный график глубинного распределения суммарной поглощенной энергии (относительные единицы) в водном фантоме. Направленный дисковый источник  $d = 1.5$  см. Энергия нейтронов – 14 МэВ

Если рассмотреть вклад различных частиц в общую поглощенную дозу, то получится картина глубинного распределения, представленная на рис. 3.

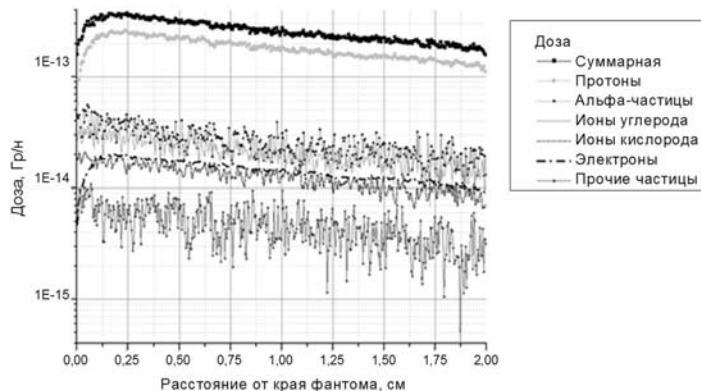


Рис. 3. Спектральное распределение поглощенной энергии от вторичных частиц

Впрочем, такие подробные (в некоторых расчетах использовался шаг решетки 5 мкм) расчеты не найдут практического применения в реальных клинических задачах ввиду большой ресурсоемкости и ограниченной разрешающей способности томографических снимков (обычно разрешение снимка составляет 0.7 мм/пиксель). Именно поэтому вопрос исследований на водном фантоме остается актуальным – на нем можно получить общий характер поведения глубинной кривой (и, как следствие, изодозного распределения), посчитать процент «падения» дозы на поверхности, после чего использовать методы выделения поверхностных и граничных слоев на реальном человеческом фантоме и пересчитать рассчитанные более быстрыми методами дозы в зависимости от полученного процентного отношения. В частности, расчет поглощенной веществом энергии в керма-приближении показывает отличные характеристики на больших глубинах в фантоме, при этом с отличными показателями быстродействия (рис. 4).

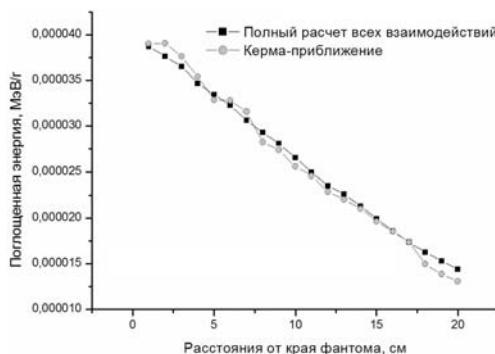


Рис. 4. Сравнение двух типов расчетов по программе MCNPX на водном фантоме  $20 \times 20 \times 20 \text{ см}^3$ : размер ячейки – 0.5 см; время расчета – 4157 мин. (полный расчет всех взаимодействий – 360 млн. историй, средняя ошибка – 8%; расчет в керма-приближении – 870 млн. историй, средняя ошибка – 5%)

Продольные и поперечные изодозные распределения, рассчитанные для водного фантома  $10 \times 10 \times 10 \text{ см}^3$  (размер ячейки фантома – 0.5 см) представлены на рис. 5, 6. Источник мононаправленный дисковый,  $d_{\text{ист}} = 0.75 \text{ см}$ . Расстояние от источника – 17 см.

Таким образом, можно отметить, что MCNPX и GEANT4 показывают хорошие результаты при моделировании водного фантома, которые соответствуют друг другу и могут быть использованы для дальнейших исследований.

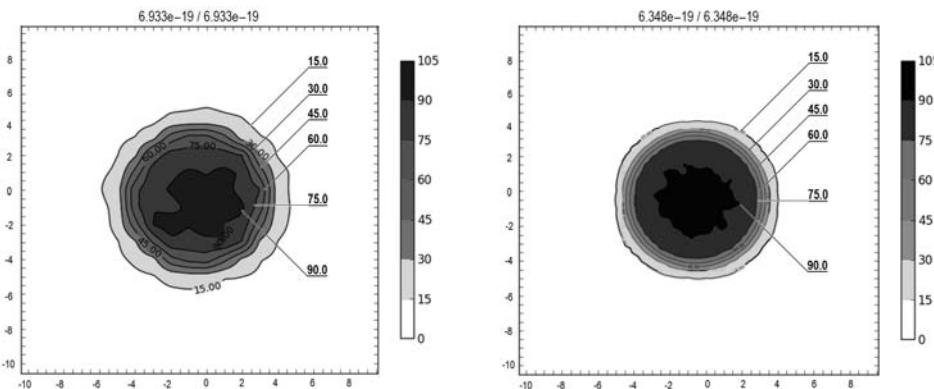


Рис. 5. Поперечное изодозное распределение по результатам моделирования в средах GEANT4 (слева) и MCNPX (справа), ближайший к источнику слой (по осям – расстояния, см; изолинии – нормированная на 100 % поглощенная энергия; вверху – максимальная поглощенная доза в слое / максимальная поглощенная доза на фантоме, Гр/н)

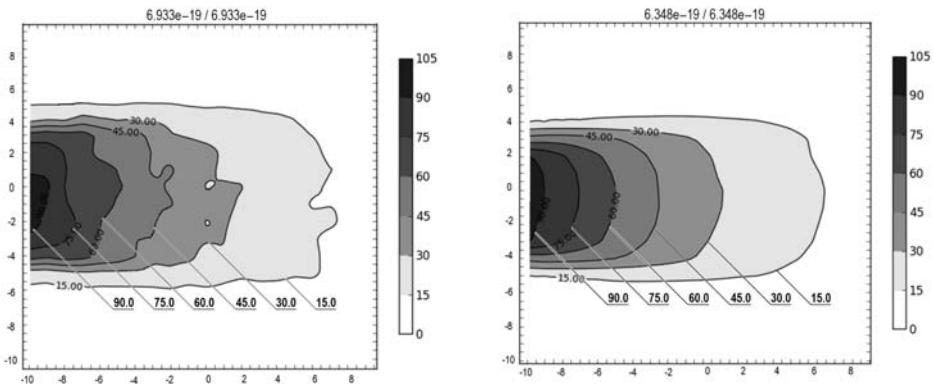


Рис. 6. Продольное изодозное распределение по результатам моделирования в среде GEANT4 (слева) и MCNPX (справа), центральный слой (по осям – расстояния, см; изолинии – нормированная на 100 % поглощенная энергия; вверху – максимальная поглощенная доза в слое / максимальная поглощенная доза на фантоме, Гр/н)

## ВТОРАЯ ГРУППА МОДЕЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ: ДРУГИЕ ФАНТОМЫ И МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕРАПЕВТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ

Вторая группа модельных экспериментов проводилась с целью выявить характерные особенности расчета сред, в том числе тканеэквивалентного и реального, полученного на основе томографических снимков.

Первым экспериментом была простая замена материала фантома с воды на обобщенную мягкую ткань стандарта ICRU плотностью  $1.06 \text{ г/см}^3$ ; ее компонентный состав представлен в табл. 1.

Несмотря на более высокое содержание водорода в ткани, нежели в воде, вклад вторичных протонов не изменился. На рисунке 7 представлен сравнительный график, иллюстрирующий процентный вклад протонов отдачи в суммарную поглощенную энергию. Разброс данных в ткани вызван плохой статистикой. Полный сравнительный обзор действия нейтронов с энергией 14 МэВ авторами проводился в [15].

В рамках данной группы модельных экспериментов производился расчет наиболее приближенной к реальной конфигурации: в качестве фантома использовались обработанные и приведенные к стандартным тканям томографические снимки пациента. Приведение томографических снимков к расчетной модели осуществлялось двумя методами. Первый метод аналогичен применяемому в системе планирования SERA [16]. Второй метод используется в одном из примеров, поставляемых вместе GEANT4, и состоит

в следующем: значение вокселя получается по расширенной таблице материалов после определения средней плотности ткани на снимке [11]. Этот метод имеет существенные ограничения, в частности, некорректно будет использовать одинаковый набор тканей для снимков головы и брюшной полости. Однако суммарное количество материалов в итоговом расчете оказывается меньше, нежели в первом методе. Была написана собственная реализация обоих методов на языке Python [12] с использованием библиотек NumPy [13] и PIL [17]. Однако, как показали результаты расчетов, второй метод, несмотря на меньшее количество итоговых материалов, оказывается в среднем на 20% медленнее, чем первый, причем как в MCNPX, так и в GEANT4. Кроме того, воксельные фантомы могут применяться для расчетов сопутствующих радиологических задач, оценки рисков, степени защиты и пр. [18].

Таблица 1

#### **Материальный состав обобщенной мягкой ткани**

Элемент	Массовая доля элемента, %
H (водород)	10.20
C (углерод)	14.3
N (азот)	3.4
O (кислород)	70.8
Na (натрий)	0.2
P (фосфор)	0.3
S (сера)	0.3
Cl (хлор)	0.2
K (калий)	0.3

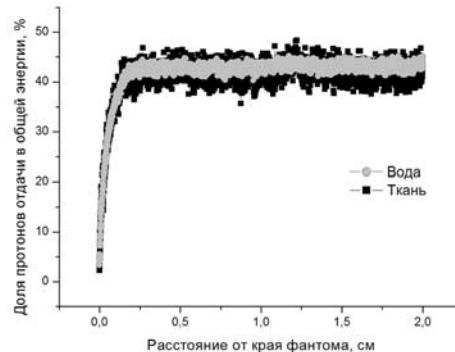


Рис. 7. Сравнительная доля протонов отдачи в суммарной поглощенной энергии в воде и мягкой ткани (расчет по программе MCNPX; размер слоя фантома – 5мкм)

Последний эксперимент в данной группе проводился для учета влияния конфигураций источника. Использовалась расчетная модель генератора НГ-24 со специально разработанным коллиматором и без него. Штатными средствами обоих программных средств моделирования проводился перенос и поворот установки «генератор-коллиматор» для отслеживания изменения скорости расчета относительно базового положения (установка находится перпендикулярно фантому). Результаты эксперимента показали, что MCNPX весьма и GEANT4 в меньшей степени чувствительны к углам поворота. Так как углы поворота заранее известны и задаются на стадии планирования перед выполнением расчета, следующие исследования будут направлены на создание алгоритма преобра-

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

зования исходного трехмерного DICOM-объема таким образом, чтобы получающийся в результате эквивалентный фантом был всегда перпендикулярен источнику излучения. На рисунке 8 показано сечение коллиматора во встроенной среде GEANT4 (материалы не выделены) и прилагаемой к MCNP программе Vised.

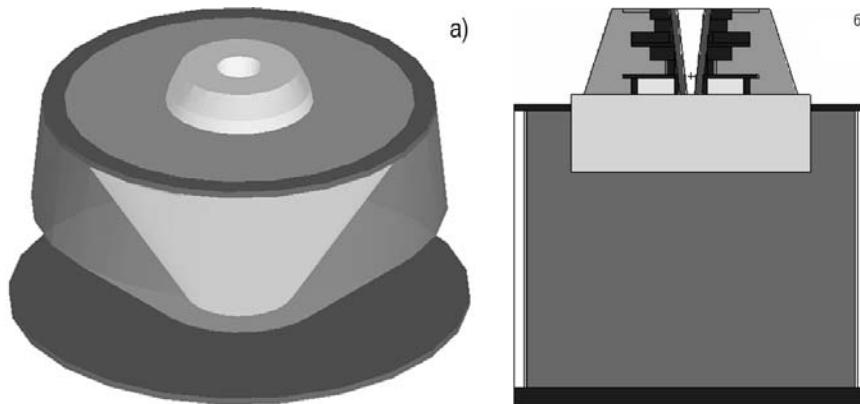


Рис. 8. Сечение генератора НГ-24 и коллиматора собственной конструкции – визуализация в средах GEANT4 (а), Vised (б)

Сводные данные для всех групп экспериментов представлены в табл. 2.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проанализировав полученные данные, можно выдвинуть следующие утверждения.

1. Расчет в керма-приближении работает в среднем быстрее в четыре раза (в четыре раза большее число историй при одинаковом времени расчета) и выдает результаты с точностью более чем в три раза (средняя ошибка 0.3 против 1.0 в полном расчете на водном фантоме). Преимуществом такого расчета является то, что он может выполняться по программе MCNP5, которая в свою очередь может быть распараллелена посредством MPI (англ. Message Passing Interface – интерфейс обмена сообщениями – один из классических подходов к разработке кластерных высокопроизводительных вычислений). Недостатком такого расчета является то, что в нем невозможно учесть эффекты на границах раздела сред со значительной плотностью (вода-ткань, кость-ткань) – именно на этих участках будет наблюдаться уход максимума поглощенной энергии с поверхности вглубь.

2. Замена воды на любую многокомпонентную структуру (например, ткань) вызывает замедление расчетов в обеих средах в среднем на 40 – 50%. Ошибка при этом практически не изменяется.

3. Расчет воксельного фантома, построенного на основе томографических снимков по первому методу (с большим числом материалов), показывает в обеих средах большее быстродействие, нежели второй, но, в целом, замедление относительно тканевэквивалентного фантома незначительно.

Можно заключить, что несмотря на все плюсы быстрых нейтронов с энергиями 14 МэВ [4, 5, 9] их применение предполагает усиление требований к средствам расчетного дозиметрического планирования и моделирования, что и было показано в данном исследовании. Необходимо искать новые компромиссные решения между точностью расчета, правильной оценкой дозы на поверхности тела и временем моделирования, которое может быть критически важным фактором при введении в реальную эксплуатацию таких терапевтических установок. В связи с этим появляется целый ряд задач, которые необходимо будет решить в дальнейших исследованиях. С этой точки зрения среда GEANT4 представляется более перспективной, так как у пользователей есть возможность модифицировать под собственные нужды ее исходный код, а также в связи с большим

количеством открытых публикаций, описывающих данную среду, в том числе связанных с применением облачных технологий в расчетах. В предстоящих исследованиях будут рассмотрены вопросы, связанные с оптимальным представлением человеческого фантома в системах моделирования, а также с распределенными расчетами в рамках единого программно-технического комплекса адронной лучевой терапии.

Таблица 2

**Сводная таблица результатов экспериментов**

Эксперимент, параметры фантома	Число историй, млн	Время расчета, мин	Средняя ошибка, %	Примечание
Водный фантом				
MCNPX	Монослои, 400x50мкм <sup>2</sup>	6	82/108	1/0.8 Точечный / дисковый
	20x20x20 * 0.5x0.5x0.5 см <sup>3</sup>	500	2400/3638	4/6 Генератор без коллиматора/с коллиматором
	64x64x35 * .25x.25x.6 см <sup>3</sup>	200	2800	5 Водный эквивалентный фантом
GEANT4	Монослои, 400x50мкм <sup>2</sup>	6	140/154	2 Точечный/дисковый источник
	20x20x20 * .5x.5x.5 см <sup>3</sup>	500	2500/4100	—** Генератор без коллиматора/с коллиматором
	64x64x35 * .25x.25x.6 см <sup>3</sup>	200	3100	—** Водный эквивалентный фантом
Тканеэквивалентный фантом				
MCNPX	Монослои, 4000x5 мкм <sup>2</sup>	1200	8648	2 Дисковый источник для сравнения с водой
	20x20x20 * 0.5x0.5x0.5 см <sup>3</sup>	18	1400	6 Расчет изодоз
GEANT4	Монослои, 4000x5 мкм <sup>2</sup>	1200	9500	2 Дисковый источник для сравнения с водой
	20x20x20 * .5x.5x.5 см <sup>3</sup>	18	1480	7 Расчет изодоз
Реальный фантом				
MCNPX	64x64x35 * .25x.25x.6 см <sup>3</sup>	560/400/1800	6140	4/5/1 Фантом человеческой головы, методы 1/2/керма-приближение
GEANT4	64x64x35 * .25x.25x.6 см <sup>3</sup>	400	7000/7180	—** Фантом человеческой головы, методы 1/2

\* – габариты в voxелях

\*\* – данные примеры не были модифицированы для подсчета статистической ошибки

**Литература**

1. Труфанов Г.Е., Асатуриян М.А., Жаринов Г.М. Лучевая терапия. Том 2. – М.: Издательская группа ГЭОТАР-Медиа, 2007. – 195 с.
2. Википедия – Свободная энциклопедия (Wikipedia, the free encyclopedia) – Режим свободного доступа: <http://ru.wikipedia.org>, <http://en.wikipedia.org>, свободный. Яз. рус., англ.

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

---

3. Саенко А.С., Мардынский Ю.С., Ульяненко С.Е. и др. Отчет о НИР. Развитие биомедицинских основ пользования реакторных нейтронов для дистанционной, нейтронозахватной и сочетанной лучевой терапии. – Обнинск: МРНЦ РАМН, 2004. – 300 с.
4. Цыб А.Ф., Ульяненко С.Е., Мардынский Ю.С. Нейтроны в лечении злокачественных новообразований. – Обнинск: МРНЦ РАМН, 2003. – 94 с.
5. Бровин А.И., Литяев В.М., Лычагин А.А., Корякин С.Н., Соловьев А.Н., Ульяненко С.Е. Создание терапевтической установки на базе нейтронного генератора НГ-24 / Сб. тезисов международной научно-технической конференции «Портативные генераторы нейтронов и технологии на их основе». г. Москва, 22-26 октября 2012 г. – С. 4-5.
6. Garny Sylvia, Ryhm Werner et al. First steps towards a fast-neutron therapy planning program // Garny et al. Radiation Oncology 2011, 6:163, 2011.
7. Литяев В.М., Соловьев А.Н. Устройство формирования терапевтических нейтронных полей на базе генератора НГ-24 / Сб. тезисов международной научно-технической конференции «Портативные генераторы нейтронов и технологии на их основе». г. Москва, 22-26 октября 2012 г. – С. 27.
8. Литяев В.М., Ульяненко С.Е., Горбушин Н.Г. Патент на изобретение №2442620 «Устройство для лучевой терапии быстрыми нейтронами». 2012 г.
9. Литяев В.М., Лычагин А.А., Потетня В.И., Соловьев А.Н., Ульяненко С.Е., Харлов В.И. Физико-дозиметрические исследования для обоснования медико-технических требований терапевтических установок на базе портативных генераторов нейтронов / Сб. тезисов международной научно-технической конференции «Портативные генераторы нейтронов и технологии на их основе». г. Москва, 22-26 октября 2012 г. – С. 26.
10. MCNPX Home page – Режим свободного доступа: <http://mcnpx.lanl.gov/>
11. GEANT4: A toolkit for the simulation of the passage of particles through matter – Режим свободного доступа: <http://geant4.cern.ch/>
12. Python – Режим свободного доступа: <http://www.python.org/>
13. NumPy – Режим свободного доступа: <http://www.numpy.org/>
14. Matplotlib: Python plotting – Режим свободного доступа: <http://matplotlib.sourceforge.net/>
15. Степанова У.А., Соловьев А.Н., Прусаченко П.С. Влияние элементного состава тканей с близкими плотностями на оценки поглощенных доз при планировании нейтронной терапии с использованием GEANT4 // Экспериментальная и теоретическая биофизика'13. Сб. – г. Пущино: типография Fix-print, 2013. – С. 127–128.
16. Соловьев А.Н. Автоматизированная распределенная система планирования лучевой терапии // Информационные и телекоммуникационные технологии. – 2013. – №17. – С. 48-60.
17. Python Imaging Library – Режим свободного доступа: <http://www.pythonware.com/products/pil/>
18. Моисеенко Д.Н., Курachenко Ю.А. Анализ тяжелых радиационных аварий с помощью восьмого антропоморфного фантома // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – №4. – С. 152-160.

Поступила в редакцию 20.12.2013 г.

### Авторы

Соловьев Алексей Николаевич, инженер, аспирант Московского государственного технического университета радиотехники, электроники и автоматики (МГТУ МИРЭА)  
E-mail: [salonf@googlemail.com](mailto:salonf@googlemail.com)

Федоров Владимир Викторович, старший научный сотрудник, кандидат техн. наук  
E-mail: [mrvvf@yandex.ru](mailto:mrvvf@yandex.ru)

Харлов Валентин Игоревич, инженер  
E-mail: [vkharllov@mrrc.obninsk.ru](mailto:vkharllov@mrrc.obninsk.ru)

Степанова Ульяна Алексеевна – инженер  
E-mail: [oktan9@yandex.ru](mailto:oktan9@yandex.ru)

UDC: 621.039.52:615.849.1

## COMPARATIVE ANALYSIS OF MCNPX AND GEANT4 FOR FAST NEUTRON RADIATION TREATMENT PLANNING

Solovyev A.N., Fedorov V.V., Kharlov V.I., Stepanova U.A.

Federal State Institution «Medical Radiological Research Center» of the Ministry of Healthcare of the Russian Federation.

4, Korolev st., Obninsk, 249036, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

The paper presents a comparative analysis of the MCNPX and GEANT4 simulation codes in radiation treatment planning tasks for fast neutron therapy. Different voxel phantoms were used in this study. A water voxel phantom was used to estimate the secondary particle spectrum. Different homogeneous tissue phantoms were used to compare the dependence of the physical absorbed dose on the tissue type. Finally, two algorithms for voxel aggregation were developed and implemented in the Python programming language to convert medical DICOM images obtained using computer tomography at MRRC, Obninsk, Russia.

MCNPX 2.5e and GEANT-4.9.5p02 were used in this study on the Intel Xeon E5506 2.13 GHz workstation in a single-processor mode. Data preparation and post-simulation analysis were performed using the programs developed by the authors and written in Python with Numpy and Matplotlib Libraries.

The simulation time, physical absorbed dose and dose error were measured during the study. The results showed that the MCNP kerma-evaluation can be faster and more accurate than any other method, but the dose on the surface (i.e. patient's skin) is assessed incorrectly as the secondary particles and proton equilibrium are not taken into consideration by this method. Homogeneous tissue phantom simulation is much more time-consuming than water phantom simulation, but inhomogeneous structures (i.e. real patient geometry) have comparable simulation time. Work to improve the voxel-based geometry phantom representation will be continued.

**Key words:** radiation therapy, radiation treatment planning, Monte-Carlo method.

### REFERENCES

1. Trufanov G.E., Asatryan M.A., Gharinov G.M. *Luchevaya terapiya – Tom 2 [Radiation therapy – Part 2]*, Moscow, GEOTAR-Media Publ. 2007, 195 p. (in Russian)
2. Wikipedia, the free encyclopedia. Available at: <http://ru.wikipedia.org>, <http://en.wikipedia.org>
3. Saenko A.S., Mardinskiy Yu.S., Ulyanenko S.E. eds. *Otchet o NIR. Razvitiye biomedicinskih osnov ispolzovaniya reaktornih neutronov dlya distancionnoi, neutron-zahvatnoi i sochetannoi luchevoi terapii* [Research results. The biomedical basis development for reactor neutrons usage in external beam radiotherapy, neutron-capture therapy and concomitant therapy.] Obninsk: MRRC, 2004, 300 p. (in Russian).
4. Tsyb A.F., Ulyanenko S.E., Mardinskiy Yu.S. *Neutroni v lechenii zlokachestvennykh novoobrazovaniy* [Neutron in malignancies treatment]. Obninsk: MRRC, 2004, 94 p. (in Russian).
5. Brovin A.I., Lityaev V.M., Lichagin A.A., Koryakin S.N., Solovyev A.N., Ulyanenko S.E. Creation of therapeutic facility based on neutron generator NG-24 [Proc. «Portable neutron generators and technologies on their basis»]. Moscow, 2012, pp. 4-5. (in Russian).
6. Garny Sylvia, Rühl Werner et al. First steps towards a fast-neutron therapy planning program // Garny et al. *Radiation Oncology* 2011, 6:163, 2011.
7. Lityaev V.M., Solovyev A.N. The equipment for creation of therapeutic neutron fields at the neutron generator ng-24. [Proc. «Portable neutron generators and technologies on

- their basis». Moscow, 2012, p. 27. (in Russian).
8. Lityaev V.M., Ulyanenko S.E., Gorbushin N.G. *Ustroistvo dlya luchevoi terapii bistrimi neitronami* [The fast neutron radiation treatment facility]. Patent RF, no. 2442620, 2012.
9. Lityev V.M., Lychagin A.A., Potetnya V.I., Solovyev A.N., Ulyanenko S.E., Harlov V.I. Physical and dosimetric studies for substantiate medical requirements to therapeutic facility based on portable neutron generators [Proc. «Portable neutron generators and technologies on their basis»]. Moscow, 2012, p. 26. (in Russian).
10. MCNPX Home page. Available at: <http://mcnpx.lanl.gov/>
11. Geant4: A toolkit for the simulation of the passage of particles through matter. Available at: <http://geant4.cern.ch/>
12. Python. Available at: <http://www.python.org/>
13. Numpy. Available at: <http://www.numpy.org/>
14. Matplotlib: Python plotting. Available at: <http://matplotlib.sourceforge.net/>
15. Stepanov U.A. Solovyev A.N., Prusachenko P.S. *Vliyanie elementnogo sostava tkanei s blizkimi plotnostyami na otsenki pogloshennih doz pri planirovaniyu neitronnoi terapii i ispolzovaniem GEANT4* [The close density tissues and its elemental composition dependence on the absorbed dose evaluation in neutron radiation therapy tasks with GEANT4] «*Ekspериментальная и теоретическая биофизика '13. » Sbornik tezisov* [Proc. «Experimental and theoretical biophysics '13. Books of theses»]. Puschino, Fix-print Publ. 2013, pp. 127-128 (in Russian).
16. Solovyev A.N. Automated distributed radiation treatment planning system. *Informacionnye i telekommunikatsionnie tehnologii.* 2013, no. 17, pp. 48-60 (in Russian).
17. Python Imaging Library. Available at: <http://www.pythonware.com/products/pil/>
18. Moiseenko D.N., Kurachenko U. *Analiz tyajelih radiatsionnykh avariys pomoshju voksel'nogo antropomorf'nogo fantoma* [The severe radiation accidents analysis with voxel anthropomorphic phantom]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2012, no. 4, pp. 152-160.

### Authors

Solovyev Alexey Nikolaevich, Engineer, Postgraduate (Moscow State Technical University of Radio Engineering, Electronics and Automation, Russian Federation)

E-mail: [salonf@googlemail.com](mailto:salonf@googlemail.com)

Fedorov Vladimir Victorovich, Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

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

Kharlov Valentin Igorevich, Engineer

E-mail: [vkharlov@mrrc.obninsk.ru](mailto:vkharlov@mrrc.obninsk.ru)

Stepanova Uliyana Alekseevna, Engineer

E-mail: [oktan9@yandex.ru](mailto:oktan9@yandex.ru)

# ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ВСТРОЕННОЙ В БАК РЕАКТОРА СИСТЕМЫ ОЧИСТКИ НАТРИЯ

**С.Г. Калякин, А.П. Сорокин, Ф.А. Козлов, В.В. Алексеев,**

**С.И. Щербаков**

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

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



На основании требования повышения безопасности реакторов на быстрых нейтронах было принято решение о размещении всех систем с радиоактивным натрием, включая систему очистки натрия, в баке реактора. Ввиду отсутствия отечественного прототипа встроенной в бак реактора холодной ловушки потребовался большой объем работ в обоснование ее конструкции. Представлены результаты расчетных исследований с использованием кодов MACKA и TURBOFLOW различных версий встроенной в бак реактора холодной ловушки с натриевым и аргоновым охлаждением реактора на быстрых нейтронах. Сделан вывод о предпочтении варианта ловушки с натриевым охлаждением, позволяющим получить более экономичное использование объема внутри ловушки. При этом обеспечивается наиболее равномерное распределение отложений на стенках по высоте ловушки и змеевике, что позволяет накапливать в ловушке 500 кг и более оксида натрия. Даны рекомендации по улучшению конструкции холодной ловушки для увеличения ее производительности и емкости по примесям. Полученные расчетные данные позволяют сделать вывод о том, что для улучшения охлаждения загрязненного натрия в холодной ловушке и снижения зависимости ее характеристик от величины накопленных отложений целесообразно выбирать диаметр змеевика на 20 – 30 см меньше внутреннего диаметра полости холодной ловушки.

**Ключевые слова:** натрий, холодная ловушка, температура, концентрация, водород, модель, распределение отложений, массоперенос, расчетный код.

## ВВЕДЕНИЕ

На современном этапе развития атомной энергетики с учетом необходимости повышения безопасности, экономичности и экологичности требования ко всем системам ядерного реактора повышаются. В этой связи по первому контуру принято решение о размещении всех систем с радиоактивным натрием в баке реактора. Поэтому габариты системы очистки первого контура ограничены. Следовательно, положительный опыт, полученный ранее, когда холодные ловушки (ХЛ) размещались вне бака реактора, не может быть использован в полной мере [1].

Из-за отсутствия отечественного прототипа встроенной в бак реактора ХЛ требуется большой объем расчетных, экспериментальных и конструкторских работ в обоснование ее конструкции. Были разработаны первые версии ловушек и получены соответствующие расчетные данные по массопереносу внутри ловушки с использованием различных кодов.

© С.Г. Калякин, А.П. Сорокин, Ф.А. Козлов, В.В. Алексеев, С.И. Щербаков, 2014

Усовершенствование встроенных в бак реактора холодных ловушек связано с выбором хладоагента. Это может быть жидкокометаллический теплоноситель (ЖМТ), теплофизически и коррозионно пригодный, имеющий твердое агрегатное состояние при комнатной температуре и плавление при температуре не выше 100 °C. Кроме того, этот хладоагент не должен влиять на работу реактора при его случайном поступлении в натрий первого контура.

На основании результатов расчетов для различных версий промышленных ХЛ (с натриевым и аргоновым охлаждением) предложено уточнение технических решений с учетом мер по увеличению производительности и емкости холодных ловушек по примесям. Исходя из проведенного анализа сделан вывод о предпочтении варианта ловушки с натриевым охлаждением. Даны рекомендации по улучшению конструкции ХЛ с целью увеличения ее производительности и емкости по примесям.

## ИСХОДНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ И ЗАДАЧИ ИССЛЕДОВАНИЙ

Сравнительный анализ систем холодной очистки показывает, что для ХЛ вне бака реактора необходимо иметь боксы для ловушек и обогреваемые трубопроводы для натрия. В то же время для встроенных ХЛ необходимо наличие шахт для хранения отработавших ловушек и системы их регенерации или перезарядки, а также обеспечение дублирования системы охлаждения. Предлагался также вариант комбинированной системы, которая включала бы одну крупногабаритную стационарную ХЛ и две заменяемые ХЛ ограниченной емкости.

Разработка встроенной в бак реактора ХЛ базируется на достигнутых ранее результатах исследований в этой области [2]. Была обоснована оригинальная конструкция отечественной ХЛ, характеристики которой по емкости превосходили характеристики лучших зарубежных образцов. Эта конструкция ловушки состоит из трех последовательно включенных зон: неизотермического отстойника, зоны окончательного охлаждения и изотермического фильтра. Рекомендуемое соотношение зон ХЛ по объему в процентах:

- объем фильтра ловушки – 32 – 28;
- зона окончательного охлаждения – 35 – 37;
- охлаждаемый отстойник – 33 – 35.

Эти соотношения применимы для ловушек, у которых  $L/D$  не более шести ( $L$  – высота внутренней полости ловушки,  $D$  – внутренний диаметр).

Результаты испытаний экспериментальных ловушек показывают, что емкость ловушек при накоплении в них только оксида натрия составляет 25 – 27 об.%, т.е. четвертая часть исходного объема чистой ловушки заполнена примесями. При накоплении в них как окиси натрия, так и продуктов взаимодействия натрия с водой ( $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{NaH}$ ,  $\text{NaOH}$ ) их емкость ниже примерно в два раза.

Встроенная в бак реактора система очистки натрия должна

- обеспечивать требуемую чистоту теплоносителя в условиях длительной эксплуатации АЭС на номинальных параметрах; при этом учитываются источники примесей как в условиях работы установки на номинальных параметрах, так и при аварийном загрязнении теплоносителя;

- иметь необходимую емкость по примесям, которые поступают в теплоноситель первого контура с учетом всех режимов ее эксплуатации (включая аварийное загрязнение); допускается замена элементов системы очистки в течение ресурса установки, количество замен определяется техническим заданием на АЭС (желательно, чтобы число замен было минимальным);

- иметь производительность, гарантирующую очистку теплоносителя от примесей при ППР, перегрузках топлива, аварийных загрязнениях за время, заданное техническим

заданием на установку.

Наряду с очевидными преимуществами имеются следующие недостатки встроенной системы очистки (ВСО), которые не характерны для невстроенной системы очистки:

- низкая производительность ВСО из-за существенно ограниченного объема ХЛ и, как следствие, расхода натрия через нее, поэтому значительное увеличение времени очистки натрия до требуемого уровня его чистоты;

- необходимость многократной замены ХЛ для обеспечения работы установки из-за недостаточной емкости ВСО по примесям вследствие жестких ограничений на размеры и количество ХЛ;

- наличие сложной системы охлаждения и необходимость постоянного поддержания ловушки в режиме охлаждения; неработающая ХЛ должна поддерживаться при температуре 120 – 150°C, так как длительное пребывание отсеченной ХЛ при температуре окружающего ее натрия ( $t_{Na} \geq 410^{\circ}\text{C}$ ) приведет к усиленной коррозии элементов внутри ХЛ;

- возможность выхода загрязненного примесями натрия в бак реактора из перегретой ХЛ, образования газообразного водорода и выхода его в бак реактора. Зависимость равновесного давления водорода над натрием от температуры, рассчитанная нами по закону Сивертса при концентрациях водорода в натрии, равных концентрации насыщения, показана на рис. 1.

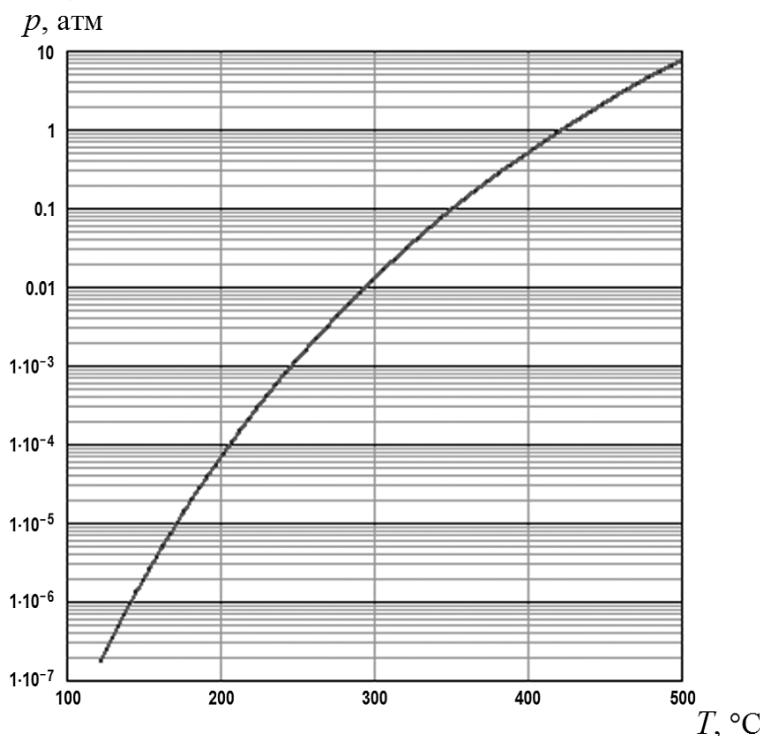


Рис. 1. Зависимость равновесного давления водорода над натрием от температуры

Для размещения в баке реактора должна быть научно обоснована и разработана по существу новая конструкция ХЛ.

Надежных методов расчета массопереноса и осаждения примесей внутри ловушек в связи со сложностью протекающих процессов до настоящего времени нет. Это обстоятельство не позволяло спроектировать оптимальную холодную ловушку заданной производительности без предварительных экспериментальных исследований на моделях, соизмеримых по размерам с создаваемым образцом. Решение указанной проблемы осуществляется с использованием многомерного математического моделирования процес-

сов внутри ловушки.

Емкость ХЛ определяется двумя основными факторами: физико-химическими характеристиками системы натрий-примеси, образующейся в ХЛ, и тем, насколько равномерно накопленная примесь будет распределена в объеме ХЛ.

Известно, что лучшие образцы отечественных ХЛ имеют емкость по кислороду 25 – 27 % по объему [2].

Имеет место неравномерное заполнение зон ХЛ окисью. Существует принципиальная возможность увеличения емкости ХЛ в полтора – два раза. Анализ литературы показывает, что емкость ловушек может быть еще выше. Задача исследований характеристик холодных ловушек состоит в оптимизации их конструкции с целью достижения максимальных экономических и технологических показателей.

Для увеличения емкости трехзонной ХЛ необходимо равномерное распределение отложений в ловушке. Это в настоящее время является основным критерием, по которому проводится математическое моделирование накопления примесей внутри ловушки. Расчеты с использованием кода TURBOFLOW применительно к холодной ловушке с натриевым охлаждением показали, что при включении охлаждения через змеевик циркуляционное движение натрия в ловушке замедляется. При этом в верхней части ловушки увеличивается скорость осаждения, в нижней части – осаждение снижается. Таким образом, змеевик можно использовать для регулирования профиля осаждения примеси на стенках ловушки.

Сравнительные расчеты гидродинамики натрия и тепломассопереноса для двух версий ловушки с использованием кодов МАСКА и TURBOFLOW подтвердили возможность оптимизации параметров холодных ловушек с использованием математического моделирования.

### **РЕЗУЛЬТАТЫ РАЗРАБОТКИ ПЕРВЫХ ВЕРСИЙ ВСТРОЕННОЙ В БАК РЕАКТОРА ХОЛОДНОЙ ЛОВУШКИ**

Первый вариант встроенной в бак реактора ХЛ с аргоновым охлаждением имел длину более 15 м, ее геометрические параметры были далеки от оптимальных.

Второй вариант этой ловушки под давлением 1,5 МПа разработан позже. Высота ловушки уменьшена, ее геометрические параметры были несколько оптимизированы. Расчетная вместимость по примесям – 350 кг, объем рабочей полости 1,75 м<sup>3</sup>.

Кроме того, был разработан первый вариант встроенной в бак реактора ХЛ с натриевым охлаждением. Ловушка имеет такие же габаритные размеры, как оптимизированная ловушка с аргоновым охлаждением, но объем ее рабочей полости (РП) может быть существенно больше. Дополнительно внутри нее установлен змеевик. Охлаждающий натрий циркулирует по двум трактам охлаждения: снаружи корпуса РП в рубашке и по расположенному внутри РП змеевику. Сопоставление характеристик холодных ловушек с аргоновым и натриевым охлаждением приводится в [3].

Преимущества использования натрия для охлаждения холодных ловушек заключаются в следующем:

- эксплуатация натриевых контуров для охлаждения различных устройств осуществляется с высокой надежностью в течение длительного периода времени (десятки лет);
- попадание охлаждающего натрия в натрий первого контура не вызывает отрицательных эффектов;
- натриевое охлаждение позволяет получить более экономичное использование объема внутри ловушки;
- персонал АЭС имеет опыт по обращению с натриевым теплоносителем.

Всего в баке реактора планируется разместить три встроенные ловушки.

Как показали оценки, за весь срок эксплуатации перспективного быстрого реактора в холодные ловушки поступает около 8000 кг примесей. Объем рабочей полости ХЛ

составляет  $1,75 \text{ м}^3$ . Расчетная вместимость ХЛ по примесям принята 20 %, что составляет 350 кг. Количество ХЛ в этом случае составляет  $8000/350 = 23$  шт. Учитывая, что на баке реактора установлено три ХЛ, потребуется 20 замен в течение всего срока эксплуатации реактора.

Снижению числа замен ловушек первого контура может также способствовать эксплуатация системы очистки натрия в режиме, снижающем накопление водорода в холодных ловушках первого контура. Для этого потребуется обеспечить суммарный расход натрия  $11,5 \text{ кг/с}$  через все холодные ловушки второго контура. Для оценки экономии замен холодных ловушек в первом контуре за 60 лет определялось количество гидрида натрия, которое могло быть в нихдержано. При источнике водорода в первом контуре  $6,23 \cdot 10^{-8} \text{ кг/с}$  количество гидрида натрия составляет 2830 кг за 60 лет. За счет поступления водорода из второго контура через стенки промежуточного теплообменника может быть накоплено еще около 1750 кг гидрида натрия (с учетом оценок для БН-600). Всего, без учета исходных загрязнений и от внешних источников при перегрузках, может быть накоплено около 4580 кг гидрида натрия. Количество сэкономленных замен ХЛ в первом контуре в случае переноса этого водорода во второй контур равно 13. Поскольку при работе системы очистки по обычной схеме требуется 20 замен в течение всего срока эксплуатации реактора, то при исключении попадания водорода в ХЛ первого контура потребуется всего семь замен.

Для снижения числа замен встроенных в бак реактора холодных ловушек первого контура в процессе эксплуатации реактора и снижения времени очистки натрия после ППР, перегрузки топлива и от аварийных загрязнений необходимо увеличить полезный объем ловушки, а следовательно, и расход через нее и вместимость по примесям.

При одновременной работе трех ловушек для очистки натрия после ППР, перегрузки топлива и от аварийных загрязнений потребуется не менее 1600 ч (67 сут). При этом время очистки натрия от кислорода до концентрации  $10 \text{ млн}^{-1}$  (когда, продолжая очистку натрия, можно выходить на номинальные параметры реактора) составляет около 500 ч.

## РАСЧЕТ МАССОПЕРЕНОСА ПРИМЕСЕЙ В ХЛ С НАТРИЕВЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ С ПОМОЩЬЮ КОДА TURBOFLOW

Вопросы оптимизации включали в себя создание численного алгоритма и структуры расчетного кода. В результате расчетов были получены поля скорости, температуры, концентраций растворенной примеси и твердых частиц в натрии, циркулирующем в холодной ловушке, а также распределение потока примесей на стенки по длине ловушки.

Проведены расчетные исследования теплогидравлики и массопереноса для вариантов конструкции охлаждаемой части ХЛ с натриевым охлаждением с использованием кода TURBOFLOW[4]. Рассмотренные варианты конструкции отличаются увеличенной длиной рабочей полости ХЛ на 0,5 и 1 м, увеличенным ее диаметром на 0,1 м и различным расположением конца входной трубы и ее диаметра в полости ХЛ. Были увеличены диаметр трубы и число витков змеевика. Схема внутренней полости ХЛ показана на рис. 2.

Температура внутри змеевика задавалась переменной по высоте ХЛ – от  $120^\circ\text{C}$  в верхней части и до  $140^\circ\text{C}$  – в нижней. Коэффициент теплопередачи через стенку змеевика –  $3300 \text{ Вт}/\text{м}^2 \cdot ^\circ\text{C}$ .

Расчеты были выполнены для чистой ХЛ и ХЛ с загрязнением поверхности корпуса и змеевика слоем примесей толщиной 2,3 см с коэффициентом теплопроводности  $40 \text{ Вт}/\text{м} \cdot ^\circ\text{C}$ . Для всех вариантов расчета температура на входе в ХЛ  $T_{\text{вх}} = 250^\circ\text{C}$ , концентрация примеси на входе в ловушку соответствует температуре насыщения  $183^\circ\text{C}$ . Расход натрия в системе охлаждения больше в три раза, чем расход загрязненного натрия. Температура охлаждающего натрия на входе  $120^\circ\text{C}$ . Соотношение расхода охлаждающего натрия в рубашке охлаждения и змеевике принято 30 и 70 %.

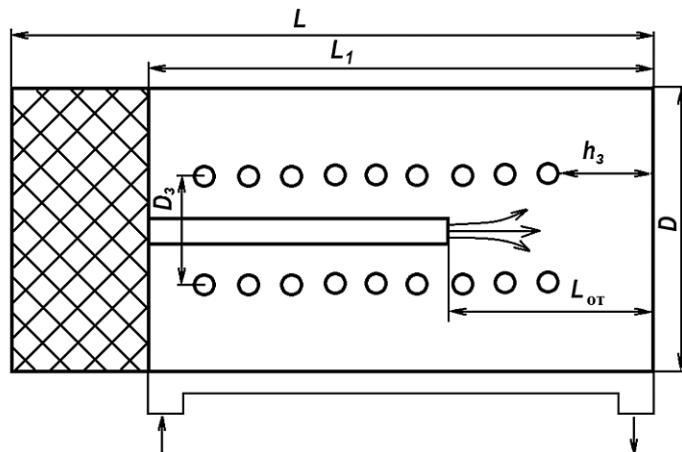


Рис. 2. Схема внутренней полости холодной ловушки с натриевым охлаждением

Для чистой ХЛ изучалось влияние диаметра змеевика на характеристики переноса. Длина внутренней полости ХЛ 2,75 м (на 0,5 м больше проектной), диаметр – 0,76 м, скорость на срезе входной трубы – 1,8 м/с, расход – 1,1 л/с, расстояние от конца трубы до днища – 0,95 м. Получены распределения скорости отложения примеси на стенке по длине ловушки, а также относительные концентрации примеси на выходе из ловушки для каждого из рассматриваемых вариантов. Результаты расчетов приведены на рис. 3 и в табл.1

Змеевик, расположенный близко к стенке, не меняет характер течения, но увеличивает интенсивность охлаждения и скорость циркуляционного течения. Змеевик, расположенный близко к центру ХЛ, тормозит циркуляционное течение. В результате меняется распределение скорости осаждения примеси на стенке ХЛ. Наибольшее охлаждение и снижение концентрации примеси на выходе ХЛ достигается при расположении змеевика ближе к стенке – в этом случае поверхность змеевика максимальна.

Отложения примеси на стенке ХЛ и змеевике толщиной 2,3 см не приводят к существенному ухудшению охлаждения загрязненного натрия. Для змеевика отложения способствуют увеличению его поверхности, и доля тепла, отводимая через змеевик, увеличивается. Отложения на змеевике в некоторых случаях даже приводят к улучшению охлаждения за счет изменения характера течения. Расположение змеевика ближе к стенке имеет небольшое преимущество с точки зрения максимального охлаждения и равномерности отложений. В этом случае также выше отложение на днище ловушки.

Все рассмотренные варианты отличались отсутствием в нижней части ловушки заслонкой области из-за выбора большой скорости на выходе из трубы и низкого ее расположения.

Полученные расчетные данные позволяют сделать вывод о том, что для улучшения охлаждения загрязненного натрия в ХЛ и снижения зависимости характеристик ХЛ от величины накопленных отложений целесообразно диаметр змеевика выбирать на 20 – 30 см меньше внутреннего диаметра полости ХЛ.

Для обеспечения эффективного осаждения примеси на дне ХЛ высота отстойника (ниже среза входной трубы) должна выбираться из условия проникновения струи до днища ХЛ при заданном расходе. При этом скорость струи не должна превышать 1,8 м/с. Для скорости 1,8 м/с высота отстойника составляет 1,45 м, а для 0,9 м/с – 0,9 м.

Определены значения параметров холодной ловушки с натриевым охлаждением, которые соответствуют схеме, представленной на рис. 3. Диаметр внутренней полости ловушки  $D = 0,86$  м, длина внутренней полости ловушки без фильтра  $L_1 = 3,25$  м. При этом объем рабочей полости ловушки до фильтра составляет около  $1,8 \text{ м}^3$ . Расход очи-

щаемого натрия через ловушку примерно 1,5 кг/с. Нижняя часть змеевика расположена на расстоянии примерно 0,45 – 0,5 м от дна ловушки. Температура очищаемого натрия на входе и выходе из ловушки составляет  $T_{вх} = 250^{\circ}\text{C}$  и  $T_{вых} = 150^{\circ}\text{C}$ .

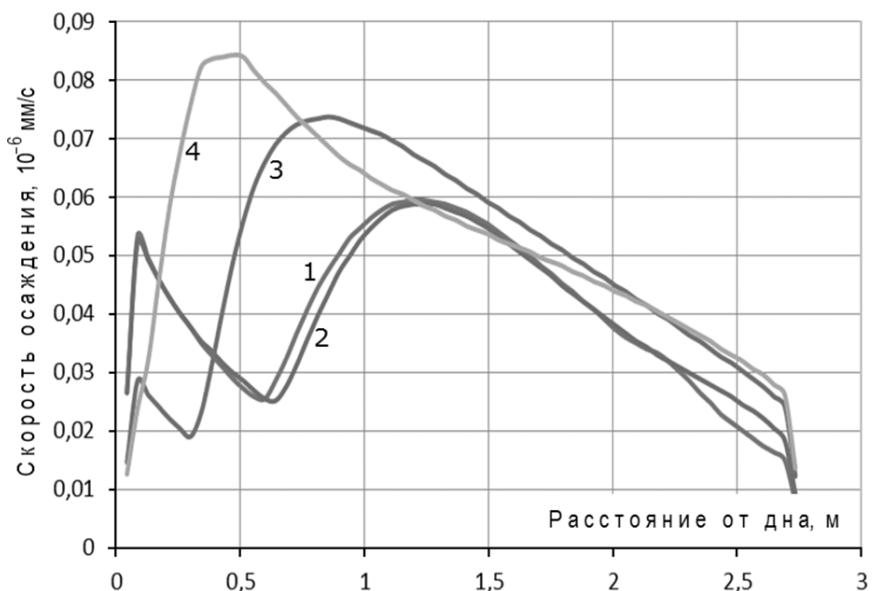


Рис. 3. Распределение скорости отложения примеси на стенке по длине ловушки для четырех вариантов расположения змеевика в полости ХЛ. Номера вариантов указаны цифрами

Таблица 1

#### Исходные данные и результаты расчета к рис. 3

Вариант	Диаметр змеевика, м	$T_{вых Na}, ^\circ\text{C}$	$T_{вых ОХЛ}, ^\circ\text{C}$	$C_{вых}/C_{вх}$	$C_{вых нас}/C_{вх}$
1	0,56	149	134	0,583	0,02
2	0,40	152	136	0,610	0,02
3	0,32	153	136,5	0,624	0,012
4	0,28	150	136	0,625	0,01

Для варианта ловушки с натриевым охлаждением необходимо оптимизировать систему охлаждения с целью ее упрощения и удешевления. Эта цель может быть достигнута, если отказаться от сливного и дыхательного баков, системы очистки и некоторых других элементов контура. Ввиду относительно низкой температуры контура поступление примесей в охлаждающий натрий будет незначительным, что позволяет упростить системы контроля и очистки его от примесей. Уровень требований к помещениям, размещению натриевого оборудования и некоторым вспомогательным системам должен быть скорректирован. В итоге потребуется создание малоинерционной замкнутой системы циркуляции натриевого хладоагента, герметичной и работоспособной в течение заданного срока эксплуатации.

В этом случае может быть сделан вывод о предпочтении варианта ловушки с натриевым охлаждением. Как показывает расчет, для указанного варианта обеспечивается наиболее равномерное распределение отложений на стенках по высоте ловушки и змеевике. Это позволит накапливать в ловушке 500 кг и более оксида натрия.

### **Литература**

1. Козлов Ф.А., Алексеев В.В., Ковалев Ю.П., Кумаев В.Я., Матюхин В.В., Орлова Е.А., Пирогов Э.П., Сорокин А.П., Щербаков С.И. Исследования в обоснование системы очистки натрия для перспективных быстрых реакторов. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – Вып. 1. – С. 18–24.
2. Козлов Ф.А., Волчков Л.Г., Кузнецов Э.К., Матюхин В.В. Жидкометаллические теплоносители ЯЭУ. Очистка от примесей и их контроль. / Под ред. д.т.н. Ф.А. Козлова. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
3. Алексеев В.В., Ковалев Ю.П., Калякин С.Г. и др. Системы очистки натриевого теплоносителя АЭС с реактором БН-1200 // Теплоэнергетика. – 2013. – №5. – С. 1–12.
4. Scherbakov S.I. Numerical simulation of nonsteady-state multifase flow. The 2D TURBO-FLOW computer code used to perform express analysis of designs / NURETH-11. – Paper 238. – Avignon, France. – October 2-6, 2005.

Поступила в редакцию 18.11.2013 г.

### **Авторы**

Калякин Сергей Георгиевич, первый заместитель генерального директора по науке – директор Института ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРТ), доктор техн. наук  
E-mail: kalyakin@ippe.ru

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

Козлов Федор Алексеевич, советник директора ИЯРТ, доктор техн. наук, профессор  
E-mail: kozlov@ippe.ru

Алексеев Виктор Васильевич, заместитель начальника отдела, доктор техн. наук  
E-mail:alexeev@ippe.ru

Щербаков Сергей Иванович, старший научный сотрудник  
E-mail: scher@ippe.ru

УДК 621.039.534

## STUDIES VALIDATING A SODIUM PURIFICATION SYSTEM INTEGRATED IN THE REACTOR VESSEL

Kalyakin S.G., Sorokin A.P., Kozlov F.A., Alekseev V.V., Scherbakov S.I.

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

### ABSTRACT

Considering that safety of fast neutron reactors must be improved, the requirements for the equipment of a nuclear power facility have been raised. Specifically, it has been decided that all systems with radioactive sodium, including the sodium purification system, be placed inside the reactor vessel. Since no prototype of the cold trap integrated in the reactor vessel is available in Russia, a considerable number of studies validating its design were required. The paper presents the calculation results obtained using the MASKA and TURBOFLOW codes for different versions of argon and sodium-cooled cold traps integrated in the fast neutron reactor vessel. Based on the above analysis, the conclusion is made that the sodium-cooled trap is preferable because it allows gaining a more rational use of the space inside the trap. Thus, the most uniform distribution of depositions on the walls along the height of the trap and in the serpentine is achieved, which allows accumulating more than 500 kg of sodium oxide in the trap. Recommendations on improving the design of the cold trap in order to increase its productivity and capacity are given for different impurities. The numerical results obtained suggest that in order to achieve improved cooling of low-purity sodium in the cold trap and to decrease the dependence of its characteristics on the quantity of the depositions accumulated the serpentine diameter should be 20–30 cm less than the inner diameter of the cold trap cavity.

**Key words:** sodium, cold trap, temperature, concentration, hydrogen, model, distribution of deposition, mass transfer, computer code

### REFERENCES

1. Kozlov F.A., Alekseev V.V., Kovalev Yu.P., Kumaev V.Ya., Matyukhin V.V., Orlova E.A., Pirogov E.P., Sorokin A.P., Scherbakov S.I. Issledovaniya v obosnovaniye sistemy ochistki natriya dlya perspektivnykh bystrykh reaktorov [Researches in substantiation of sodium purification system for perspective fast reactors]. *Atomnaya Energiya*, 2012, v. 112, no. 1, pp. 18–24.
2. Kozlov F.A., Volchkov L.G., Kuznetsov E.K., Matyukhin V.V. *Gidkometalicheskie teplonositeli YaEU. Ochistka ot primej i ih kontrol'*. [Liquid metal coolants of NPP. Clearing from impurity and their control]. Under the editorship of Dr. Sci. Tech. Kozlova F.A. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1983. (in Russian).
3. Alekseev V.V., Kovalev Yu.P., Kalyakin S.G., Kozlov F.A., Kumaev V.Ya., Kondrat'ev A.S., Matyukhin V.V., Pirogov E.P., Sergeev G.P., Sorokin A.P., Torbenkova I.Yu. Sistemy ochistki natrievogo teplonositelya AES s reaktorom BN-1200 [Purification systems of the sodium coolant for NPP with BN-1200 reactor]. *Teploenergetika*, 2013, no. 5, pp. 1–12.
4. Scherbakov S.I. Numerical simulation of nonsteady-state multiphase flow. The 2D TURBO-FLOW computer code used to perform express analysis of designs. *Proc. 11-th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics NURETH-11, Paper 238. Avignon, France, October 2–6, 2005.*

### Authors

Kalyakin Sergey Georgievich, First Deputy Director General, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: kalyakin@ippe.ru

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

E-mail: sorokin@ippe.ru

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

E-mail: kozlov@ippe.ru

Alekseev Victor Vasil'evich, Deputy Head of Department, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: alexeev@ippe.ru

Scherbakov Sergej Ivanovich, Senior Researcher of INRTP

E-mail: scher@ippe.ru

# ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА GRS ДЛЯ ОЦЕНКИ ПОГРЕШНОСТИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПЕРСПЕКТИВНОГО БЫСТРОГО РЕАКТОРА

**А.А Перегудов, О.Н. Андрианова, Г.Н. Мантуров,  
К.Ф. Раскач, М.Ю. Семенов, А.М. Цибуля**  
ФГУП «ГНЦ РФ «ФЭИ имени А.И. Лейпунского», г. Обнинск



В последнее время появилось много работ по оценкам погрешности расчетных функционалов реакторных установок методом GRS (Generation Random Sampled). Метод основан на прямом розыгрыше соответствующих ковариационных матриц входных данных, в результате которого формируются случайные наборы входных параметров, с использованием которых выполняются многочисленные расчеты, после чего производится статистическая обработка полученных наборов расчетных функционалов и определяется погрешность искомого функционала. В статье описывается методика использования метода GRS для оценки погрешностей функционалов (DPA, энерговыделение,  $k_{\text{эфф}}$ ) перспективного быстрого натриевого реактора большой мощности типа БН. Расчеты проводились по программам TRIGEX и MMKKENO.

**Ключевые слова:** расчет, оценка погрешности, ковариационные матрицы, GRS-метод, модель реактора типа БН,  $k_{\text{эфф}}$ , DPA, энерговыделение, коды TRIGEX, MMK.

## ВВЕДЕНИЕ

Задача оценки погрешностей расчетов за счет неопределенностей в исходных данных – ядерно-физических констант и технологических параметров реакторной установки (материальных составов и геометрических характеристик расчетной модели) является одной из важнейших задач нейтронно-физического расчета. Ее классическое решение основано на использовании коэффициентов чувствительности ( $H$ ) рассчитываемых характеристик к исходным данным – физическим константам, размерам зон и концентрациям материалов [1]. Зная матрицы погрешностей констант и технологических параметров ( $W$ ) можно оценить искомую расчетную погрешность по следующей формуле:

$$\Delta = (H W H^T)^{1/2}. \quad (1)$$

Сильными сторонами этого метода является развитая схема учета интегральных и макроскопических экспериментов при анализе погрешностей и относительно малая трудоемкость.

Однако у этого подхода имеются слабые стороны. Во-первых, развитые формулы для расчетов чувствительности позволяют производить оценку погрешностей лишь в ли-

© А.А Перегудов, О.Н. Андрианова, Г.Н. Мантуров,  
К.Ф. Раскач, М.Ю. Семенов, А.М. Цибуля, 2014

нейном приближении. Во-вторых, и это главное, при оценке погрешностей большого числа разнообразных расчетных величин, к тому же распределенных по пространству (как нейтронный поток и энерговыделение, дозовые характеристики, спектральные индексы и т.д.), требуется для каждой из них строить отдельно теорию возмущений для расчета коэффициентов чувствительности, и не для всех из них эта задача может быть решена.

В связи с исключительно быстро растущими вычислительными мощностями внимание специалистов начало привлекать другой подход к оценке погрешностей расчетов, основанный на статистическом разыгрывании коррелированных (в общем случае) наборов исходных расчетных данных – наборов ядерных констант, а также материальных и геометрических параметров расчетной модели с последующим многократным пересчетом всех характеристик (на основе указанных наборов) и статистической обработкой полученных результатов. При этом получаются выборочные оценки погрешностей сразу всех расчетных характеристик, а также их корреляционные свойства в виде полных ковариационных матриц погрешностей.

Достоинством данной методики является ее универсальность, возможность применения для оценки неопределенности различных типов входных параметров модели (ядерных констант, технологических параметров и т.п.). Одновременно в одном цикле расчета оцениваются и величины, и погрешности расчетных величин, необходимых для обоснования реакторной установки (эффективный коэффициент размножения, энерговыделение, коэффициент воспроизводства и др.).

К недостаткам метода можно отнести некоторые трудности при учете результатов интегральных и макроскопических экспериментов, для которых в случае использования коэффициентов чувствительности построена достаточно обоснованная теория.

Оба метода оценки погрешностей расчетов хорошо дополняют друг друга. Опыт использования метода статистического разыгрывания исходных данных, однако, пока невелик. В работе сделана одна из первых попыток применить этот метод к оценке погрешностей расчетных характеристик быстрого натриевого реактора большой мощности типа БН.

## **МЕТОДИКА ОЦЕНКИ КОНСТАНТНЫХ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПОГРЕШНОСТЕЙ (GRS)**

Методика GRS оценки технологической и константной составляющей погрешности расчета базируется на методе Монте-Карло [2 – 4].

Методика основана на многократном разыгрывье случайных наборов входных данных на расчет физических характеристик модели реактора (ядерных констант, геометрических и материальных параметров модели) с использованием соответствующих ковариационных матриц погрешностей (параметров модели и групповых констант).

Исследовалась модель быстрого натриевого реактора большой мощности типа БН. В расчетах в качестве базовой библиотеки нейтронных констант использовалась библиотека БНАБ-93 [5]. Расчеты проводились по диффузационной программе TRIGEX [6] и программе метода Монте-Карло MMKENO [7].

На рисунке 1 показана схема расчета вклада погрешностей от нейтронных данных и технологических параметров в результаты расчета нейтронно-физических характеристик модели реактора типа БН с использованием программ TRIGEX и MMK.

## **ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНОЙ СХЕМЫ**

Шаг 0. Формирование пользователем и подключение файлов входных параметров. Под входными параметрами понимаются наборы различных нейтронных библиотек констант и технологических (материальные составы, размеры зон) параметров с их погрешностями и корреляциями (ковариационными матрицами).

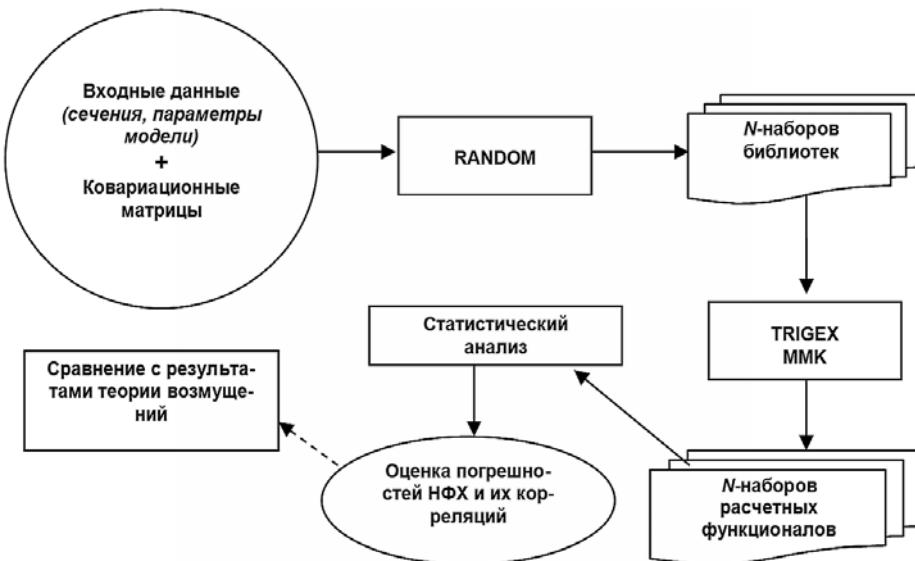


Рис. 1. Схема расчета с использованием метода GRS

Шаг 1. Разыгрывание случайным образом наборов входных параметров согласно их ковариационным матрицам. Число разыгрываемых наборов определяется из условия достижения выбранного уровня достоверности. При этом используется нормальное распределение вероятностей с плотностью

$$f(x) = \exp [ - (x - \mu)^T W^{-1} (x - \mu) / 2 ] / [(2\pi)^{n/2} \cdot \det^{1/2}(W)], \quad (2)$$

где  $x$  – случайный вектор размерности  $n$ ;  $\mu$  – соответствующий вектор ожиданий;  $W$  – ковариационная матрица.

Задача заключается в генерации вектора случайных чисел  $X$ , распределенных по нормальному закону с соответствующим вектором средних значений  $\mu$  и ковариационной матрицей  $W$ :

$$x \equiv N(X, \mu, W). \quad (3)$$

При этом проверяется, чтобы ковариационная матрица была положительно определенной. Отрицательно определенной матрица может быть, например, в случае некорректной ее оценки либо из-за проблем, связанных с округлением корреляционных членов.

Положительно определенная симметрическая матрица может быть разложена на верхнюю и нижнюю треугольные матрицы, получающиеся друг из друга операцией транспонирования [8]:

$$W = L L^T, \quad (4)$$

где

$$L = \begin{bmatrix} l_{1,1} & 0 & 0 & \dots & 0 \\ l_{2,1} & l_{2,2} & 0 & \dots & 0 \\ l_{3,1} & l_{3,2} & l_{3,3} & \dots & 0 \\ \vdots & \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ l_{n,1} & l_{n,2} & l_{n,3} & \dots & l_{n,n} \end{bmatrix}. \quad (5)$$

Случайный вектор  $x$  может быть определен по формуле

$$x = \mu + Lz, \quad (6)$$

где компоненты вектора  $z$  – стандартные (с нулевым математическим ожиданием и единичным среднеквадратичным отклонением) независимые нормально распределенные

случайные величины.

Шаг 2. Подключается необходимый расчетный модуль TRIGEX или ММК, формируется входное задание для каждого набора сгенерированных параметров и проводится столько расчетов, сколько имеется наборов сгенерированных входных параметров.

Шаг 3. Сбор и статистическая обработка результатов расчетов, в результате чего получаются не только средние значения функционалов, но также их погрешности и матрицы корреляций между ними.

### ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА

В качестве расчетной взята тестовая модель быстрого натриевого реактора большой мощности [9], картограмма модели представлена на рис. 2. Активная зона реактора состоит из набора сборок – топливных ТВС, ТВС БЗВ (боковая зона воспроизведения), стержней и гильз СУЗ, сборок борной защиты СБЗ и отработавших ТВС ВРХ (верхнее реакторное хранилище), расположенных в реакторе по гексагональной решетке с шагом 18.63 см. Трехмерная расчетная модель сформирована из гексагональных ячеек. В каждой радиальной зоне топливные составы принят одинаковыми (усредненные по сборкам, отработавшим различное количество интервалов между перегрузками). В зоне БЗВ отдельно выделены ТВС первого и второго рядов.

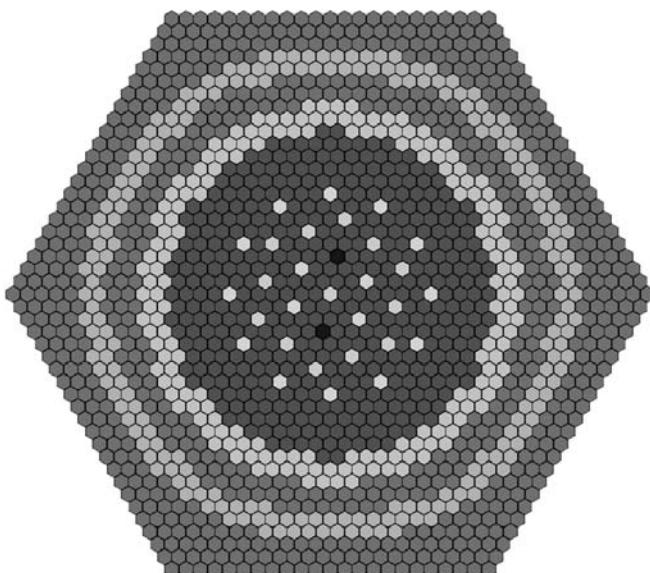


Рис. 2. Картограмма расчетной модели реактора

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА КОНСТАНТНОЙ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ПОГРЕШНОСТЕЙ

В качестве расчетной библиотеки констант была взята библиотека БНАБ-93. В таблице 1 представлены погрешности нейтронных сечений этой библиотеки констант, оказывающие наибольший вклад на расчетные величины быстрого натриевого реактора. В таблице 2 приведены неопределенности в технологических параметрах для рассмотренной модели реактора типа БН.

С помощью описанной методики и программ TRIGEX и ММК для тестовой модели реактора БН были вычислены погрешности в  $k_{\text{эфф}}$ , скорости реакции накопления повреждающей дозы (DPA) и энерговыделения (по активной зоне).

В таблице 3 приведены результаты расчета вклада в погрешность  $k_{\text{эфф}}$  от неопределенностей в сечениях, найденного при помощи теории возмущения (ТВ) и с помощью

GRS-метода – розыгрыша коррелированных случайных величин для 200, 400, 600 пакетов (наборов входных данных).

Таблица 1

**Неопределенности нейтронных данных**

Изотоп	Нейтронные сечения
Pu-239	$\sigma_c, \sigma_f, \nu$
U-238	$\sigma_c, \sigma_{in}, \sigma_{el}$
Na	$\sigma_{in}, \sigma_{el}$
Fe	$\sigma_c, \sigma_{in}$

Таблица 2

**Неопределенности технологических параметров**

Параметр	Неопределенность, %
Линейная плотность топлива	0.5
Атомная доля Pu-239 вPu	1
Массовая доля PuO <sub>2</sub> в топливе	0.5
Атомная доля Cr	5
Атомная доля Ni	5
Атомная доля Mn	20
Линейная плотность стали	0.5
Высота активной зоны	0.5
Шаг сетки	0.5

Таблица 3

**Погрешность  $K_{\text{эфф}}$  от неопределенностей в сечениях, %**

Расчет с использованием		TRIGEX (GRS)			TRIGEX (TB)	MMK (GRS)		
		200	400	600		200	400	600
Pu-239	$\sigma_c$	0.22	0.22	0.23	0.22	0.23	0.23	0.24
	$\sigma_f$	1.21	1.27	1.23	1.19	1.22	1.28	1.25
	$\nu$	0.32	0.33	0.32	0.32	0.33	0.33	0.33
	$\sigma_c + \sigma_f + \nu$	1.31	1.33	1.32	1.23	1.33	1.34	1.33
U-238	$\sigma_c + \sigma_{in} + \sigma_{el}$	0.96	0.98	0.97	0.80	0.97	0.99	0.98
Fe	$\sigma_c + \sigma_{in}$	0.31	0.29	0.30	0.18	0.33	0.31	0.31
Na	$\sigma_{in} + \sigma_{el}$	0.08	0.08	0.09	0.09	0.08	0.09	0.09
Pu-239	$\sigma_c + \sigma_f + \nu$	1.49	1.51	1.50	1.48	1.51	1.52	1.51
Fe	$\sigma_c + \sigma_{in}$							
U-238	$\sigma_c + \sigma_{in} + \sigma_{el}$							
Na	$\sigma_{in} + \sigma_{el}$							

Вклад в  $k_{\text{эфф}}$  от технологических неопределенностей для рассмотренной модели реактора БН с использованием данных табл. 2 составил 0.6%.

На рисунках 3 и 4 показаны графики распределения скорости реакции накопления повреждающей дозы в конструкционных материалах (DPA) и энерговыделения по активной зоне реактора в радиальном направлении по кассетам модели реактора (рис. 2). Там же представлены рассчитанные величины погрешностей от нейтронных и технологических параметров.

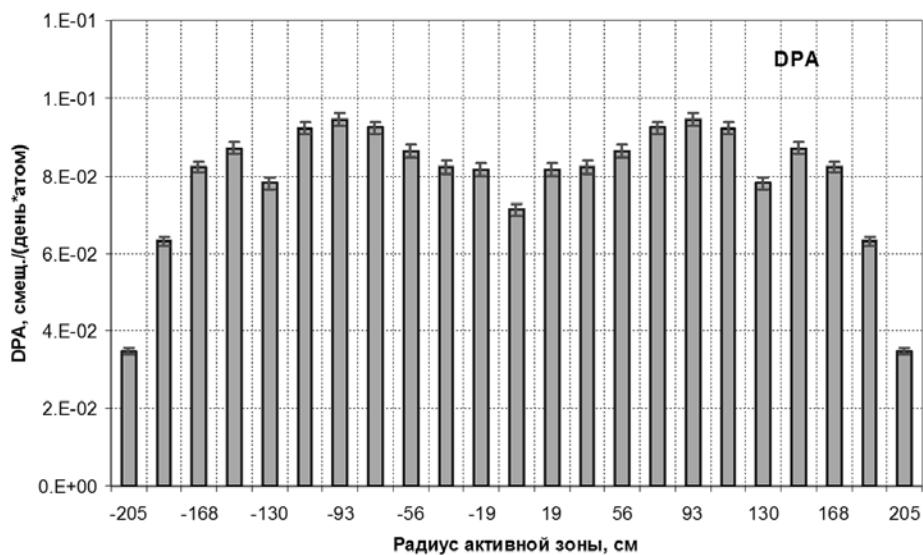


Рис. 3. Скорость накопления повреждающей дозы с оцененными погрешностями

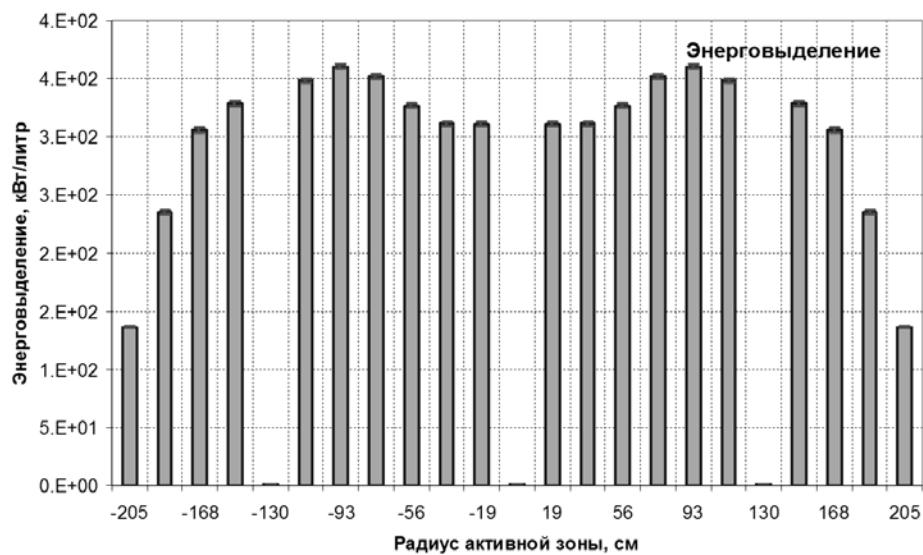


Рис. 4. Энерговыделение по активной зоне реактора с оцененными погрешностями

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработаны методика и расчетный инструмент для оценки погрешностей нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов с возможностью ведения многопоточных (распараллеленных) расчетов. Методика основана на использовании GRS-метода и расчетных кодов TRIGEX и MMK.

На примере модели перспективного быстрого реактора типа БН проведены расчеты влияния константной и технологической погрешностей на неопределенности таких функционалов, как  $k_{\text{эфф}}$ , энерговыделение и DPA.

Преимущество GRS-метода при расчете погрешностей нейтронно-физических характеристик заключается в том, что не требуется проведения расчетов коэффициентов чувствительностей для каждого типа функционала; в одном цикле расчетов оцениваются погрешности всех величин, таких как  $k_{\text{эфф}}$ , скорости реакций, энерговыделение, DPA, коэффициент воспроизводства и т.д.

Существенно важным этапом дальнейшего развития данной методики является получение полного набора ковариационных матриц, удовлетворяющих всем условиям алгоритма розыгрыша коррелированных случайных величин, а также включение в эти матрицы информации об интегральных экспериментах.

### **Литература**

1. Мантуров Г.Н. Система программ и архивов ИНДЭКС// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1984. Вып.5(59). С. 20.
2. Zwermann W. et al. Uncertainty Analyses with Nuclear Covariance Data in Reactor Core Calculations. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Jeju Island, Korea, April 26-30, 2010.
3. Rochman D., Koning A.J., van der Marck S.C. Uncertainties for criticality-safety benchmarks and keff distributions, submitted to Annals of Nuclear Energy (2008).
4. Rochman D., Koning A.J., van der Marck S.C., van Veen D. Propagation of nuclear data uncertainty: Exact or with covariances, published by EDP Sciences (2010).
5. 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.
6. Серегин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: Препринт ФЭИ-2846. Обнинск, 2000.
7. Блысавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/MMKKEO для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикаторами рассеяния в Pn-приближении / Препринт ФЭИ-2887. Обнинск, 2001.
8. Гантмахер Ф.Р. Теория матриц. – М.: Наука, 1968. – 576с.
9. Poplavsky V.M. et al. Core Design and Fuel Cycle of Advanced Fast Reactor with Sodium Coolant. Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), Kyoto, Japan, December 7-11, 2009.

Поступила в редакцию 19.03.2013 г.

### **Авторы**

Перегудов Антон Александрович, младший научный сотрудник

E-mail: peregudov.abbn@inbox.ru

Андианова Ольга Николаевна, научный сотрудник

E-mail: bnab@ippe.ru

Мантуров Геннадий Николаевич, начальник лаборатории, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ippe.ru

Раскач Кирилл Федорович, ведущий научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ippe.ru

Семенов Михаил Юрьевич, ведущий научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ippe.ru

Цибуля Анатолий Макарович, советник генерального директора, кандидат физ.-мат. наук,

E-mail: tsyb@ippe.ru

УДК 621.039.51.17

## GRS METHOD TO EVALUATE UNCERTAINTIES IN CALCULATION PARAMETERS OF AN ADVANCED FAST REACTOR

Peregudov A.A., Andrianova O. N., Manturov G.N., Raskach K.F., Semenov M.Yu., Tsibulya A.M.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky (SSC RF-IPPE).

1, Bondarenko sq., Obninsk 249033, Kaluga reg., Russia

### ABSTRACT

Evaluation of calculation errors due to uncertainties in neutron data and technological parameters (geometrical and material data) has become one of the most important problems of reactor physics. The well-known approach to solve this problem is based on the use of sensitivity coefficients of reactor calculation parameters of interest to the input data (neutron cross sections, geometrical and material data). The main advantage of this approach is that small computational times are necessary. On the other hand, there are certain drawbacks of the approach. Sensitivities are usually calculated by the first-order perturbation theory, so linear approximation is applied. Furthermore, different types of the perturbation theory should be used for different types of calculation parameters. The most commonly used type of the perturbation theory allows one to compute sensitivities of  $k_{\text{eff}}$ . Other modifications of the theory are more difficult to implement and use in 3D calculations. It is particularly difficult to calculate sensitivities of spatially distributed calculation parameters like power density.

Recently, because of the very high computational capabilities of modern computers, another approach has attracted the attention of reactor physicists. It is based on random sampling of input calculation data sets (neutron cross sections, geometrical and material data) and multiple recalculations of the reactor calculation parameters of interest. This results in sets of statistically distributed values for each calculation parameter. These sets can be then statistically processed to obtain mean values and variances of the calculation parameters.

This method is very easy to implement though multiple calculations imply that computational time could be considerable as compared with the sensitivity approach. On the other hand, in the GRS approach all types of calculation parameters are treated simultaneously and in the same manner: each run of a neutron transport code with randomly sampled input data yields random values of all the calculation parameters of interest, no matter how many such parameters are considered and which type each parameter belongs to. After a preset number of individual runs are performed, calculation uncertainties of the parameters are simultaneously estimated.

In this paper the GRS technique is applied to estimate the uncertainties of calculation parameters of an advanced sodium-cooled fast reactor, such as  $k_{\text{eff}}$ , power density and stainless steel dose rate. These uncertainties are due to uncertainties of neutron cross sections and other input parameters of the reactor calculation model (geometrical and material data). The calculations were performed using the diffusion nodal code TRIGEX and Monte Carlo code MMK. Group constants were calculated by CONSYST on the basis of the 299-group ABBN library. In the case of  $k_{\text{eff}}$ , the results obtained with the GRS technique are compared with those obtained with the sensitivity approach.

**Key words:** GRS-method, calculation uncertainty, covariance matrices,  $k_{\text{eff}}$ , power density, dose rate, TRIGEX, MMK, ABBN.

### REFERENCES

1. Manturov G.N. Influence of Neutron Data Uncertainties on Accuracy of Prediction of Advanced Reactor Characteristics. - Proc. of Intern. Conf. Nuclear Data for Science and

- Technology, May 9-13 1994, Gatlinburg, Tennessee. Vol. 2, p.993-999 (1994), ORNL, ANS.
2. Zwermann W. et al. "Uncertainty Analyses with Nuclear Covariance Data in Reactor Core Calculations," Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Jeju Island, Korea, April 26-30, 2010.
3. Rochman D., Koning A.J., van der Marck S.C. Uncertainties for criticality-safety benchmarks and keff distributions, submitted to Annals of Nuclear Energy (2008).
4. Rochman D., Koning A.J., van der Marck S.C., van Veen D. Propagation of nuclear data uncertainty: Exact or with covariances, published by EDP Sciences (2010).
5. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulia A.M. "ABBN-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for the Calculations of Neutron and Photon Radiation Fields." INDC (CCP)-409/L, IAEA, p. 65 (1997).
6. Seregin A.S., Kislytsina T.S., Tsiboulia A.M. Annotacija kompleksa program TRIGEX.04 [Description of the TRIGEX.04 Software Package]. Preprint IPPE-2846, Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk (2000). (In Russian)
7. Blyskavka A.A., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Programmnyj kompleks CONSYST/MMKKENO dlja rascheta jadernyh reaktorov metodom Monte-Karla v mnogogruppovom priblizhenii s indikatrisami rassejanija v Pn-priblizhenii [CONSYST/ MMKKENO Software Package for Monte-Carlo calculation of nuclear reactors in the multi-group approximation with scattering indicators in Pn-approximation]. Preprint IPPE-2887, Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk, 2001. (In Russian.)
8. Gantmaher F.R. Matrix Theory. Moscow. Nauka Publ. 1968. 576 p. (In Russian)
9. Poplavsky V.M., Tsiboulia A.M., Khomyakov Yu.S., Matveev V.I., Eliseev V.A., Tsikunov A.G., Vasiliev B.A., Belov S.B., Farakshin M.R. "Core Design and Fuel Cycle of Advanced Fast Reactor with Sodium Coolant." Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), Kyoto, Japan, December 7-11, 2009.

### Authors

- Peregudov Anton Aleksandrovich, Researcher,  
E-mail: peregudov.abbn@inbox.ru
- Andrianova Olga Nikolaevna, Leading Researcher  
E-mail: bnab@ippe.ru
- Manturov Gennady Nikolaevich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: bnab@ippe.ru
- Raskach Kirill Fedorovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: bnab@ippe.ru
- Semenov Michail Yur'evich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: bnab@ippe.ru
- Tsibulya Anatolij Makarovich, Director Advisor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)  
E-mail: tsib@ippe.ru

# ВЕРИФИКАЦИЯ СОВРЕМЕННОЙ ВЕРСИИ КОНСТАНТ БНАБ И ПРОГРАММЫ ПОДГОТОВКИ **CONSYST** В РАСЧЕТАХ КРИТИЧНОСТИ

**Ю.Е. Головко, В.Н. Кощеев, Г.Б. Ломаков, Г.Н. Мантуров,  
Е.В. Рожихин, М.Ю. Семенов, А.М. Цибуля, А.А. Якунин**  
ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», 249033, Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1



Проводится верификация современной версии констант БНАБ и программы подготовки констант CONSYST в расчетах ряда упрощенных моделей ЯЭУ и критических экспериментов из международного справочника ICSBEP Handbook.

Дано описание состояния современной версии библиотеки групповых констант БНАБ, полученной на основе файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД2010, предназначеннной для расчетов перспективных моделей быстрых реакторов. Верификация основана на сравнении результатов расчетов многочисленных бенчмарк-моделей критических экспериментов и упрощенных моделей ЯЭУ – «кривых Прувост» – по программе MMKENO с результатами расчетов по программе MCNP. Выполнено сравнение с экспериментальными данными. На примере бенчмарк-экспериментов с быстрым спектром нейтронов приводятся результаты тестирования методики подготовки констант, заложенной в современной версии программного комплекса CONSYST с константами БНАБ путем сравнения с расчетами по константам БНАБ, подготовленным по программе TRANSPORT.

Получено ключевое заключение о том, что методическая погрешность группового приближения оценивается величиной менее чем  $\pm 0.2\% \Delta k/k$ .

**Ключевые слова:** нейтронные сечения, РОСФОНД, БНАБ-РФ, верификация, бенчмарк-модель, метод Монте-Карло, критичность.

## ВВЕДЕНИЕ

Программный комплекс CONSYST [1] является основным инструментом при подготовке блокированных макросечений материалов зон для большинства как инженерных, так и прецизионных программ при проведении расчетов нейтронных или (и) фотонных полей в самых различных приближениях: диффузионном или P1; в различных вариантах транспортного приближения с усреднением полного сечения по нулевой или первой гармонике потока; с учетом анизотропии рассеяния с точностью, предусмотренной таблицами групповых констант до P5-приближения. Кроме макроконстант среди CONSYST рассчитывает и блокированные (с учетом резонансной самоэкранировки) микросечения нуклидов, входящих в состав зон рассчитываемых систем. Последнее позволяет рассчитывать такие важные функционалы нейтронных полей, как скорости нейтронных реакций, энерговыделение, СНА и др. Подготовка констант проводится в 299-групповом

© Ю.Е. Головко, В.Н. Кощеев, Г.Б. Ломаков, Г.Н. Мантуров,  
Е.В. Рожихин, М.Ю. Семенов, А.М. Цибуля, А.А. Якунин, 2014

приближении, а затем полученные константы могут быть свернуты в меньшее число групп с весом интегральных спектров зон, которые либо оцениваются самой программой CONSYST в приближении материального параметра, либо могут быть введены извне. В расчетах в качестве исходных данных рекомендовано использовать библиотеку микросечений БНАБ-93 [2].

В последние годы разработана, а в настоящее время проходит верификацию современная версия констант БНАБ – система БНАБ-РФ2010 (далее БНАБ-РФ), полученная путем переработки (с помощью программы NJOY [3]) национальной библиотеки файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД [4]. Новая система БНАБ-РФ существенно отличается от предыдущей версии констант БНАБ-93, что потребовало также существенной модернизации основной программы подготовки констант CONSYST.

Рассчитанные программой CONSYST константы могут быть выданы в различных форматах, заказываемых пользователем, из которых наиболее употребительными являются общезвестные форматы АРАМАКО, к которому привязано множество российских программ, а также ANISN, к которому кроме программы с тем же названием привязано множество других зарубежных программ, например, DORT и TORT [5], а также MCNP [6] и отечественный монте-карловский код ММККЕНО [7].

Для верификации был отобран 201 бенчмарк-эксперимент из международного справочника по критической безопасности ICSBEP [9] и 66 конечных и бесконечных урановых и плутониевых моделей Прувоста [10]. Результаты расчетов сравнивались с экспериментальными данными. Для сравнения привлечены также результаты расчетов по MCNP с детальным ходом по библиотеке РОСФОНД. На примере урановых и плутониевых бенчмарк-экспериментов с быстрым спектром нейtronов приводятся результаты тестирования методики подготовки констант, заложенной в современной версии программного комплекса CONSYST с константами БНАБ-РФ путем сравнения с зарубежным аналогом – с расчетами по программе TRANSX [8].

## ОТБОР РАСЧЕТНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Для верификации системы констант БНАБ-РФ были отобраны критические бенчмарк-эксперименты из международного справочника ICSBEP Handbook. Разнообразие моделей включало в себя разные типы спектра (тепловой и быстрый), разное топливо (урановое, плутониевое и МОКС-топливо), разное обогащение по урану-235 (высокое и низкое). В таблице 1 приведены названия серий и номера отобранных экспериментов, а также институты, в которых проводились эти эксперименты.

Рассмотрены следующие конфигурации бенчмарк-моделей из международного справочника ICSBEP Handbook:

- компактные урановые и плутониевые критические сборки с «жестким» спектром;
- гомогенные урановые и плутониевые «мягкие» растворные системы;
- гомогенные «мягкие» растворные системы с МОКС-топливом;
- гомогенные «мягкие» урановые с низким обогащением системы;
- модельные конечные и бесконечные урановые и плутониевые системы, так называемые «кривые Прувоста», теоретические зависимости величины критичности урановых и плутониевых систем – гомогенных водных растворов от водно-топливного отношения.

## МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ РАСЧЕТОВ

Принят наиболее простой и понятный способ тестирования комплекса CONSYST с константами БНАБ-РФ в быстрой области энергий – проведение расчетов бенчмарк-моделей и их нейтронно-физических характеристик с подготовкой констант с помощью CONSYST и TRANSX. Далее проводится сравнение полученных результатов расчетов по программам CONSYST и TRANSX и определение методических погрешностей.

Таблица 1

**Отобранные эксперименты из ICSBEP**

Институт	Иденти-фикатор серии	№ экспери-мента	Институт	Иденти-фикатор серии	№ экспери-мента
PNL, США	PST001	01 – 06	HANFORD, США	PST002	01, 07
	PST009	03		PST003	01, 05
	PST018	01, 05, 09		PST004	01 – 06, 11, 13
	PST020	03, 05, 08, 09		PST005	01, 07, 09
	PST021	01 – 05		PST006	02
	PST024	03, 06, 10, 16, 21		PST007	02, 03, 05, 07 – 10
	PST025	03, 10, 17, 22, 31, 36, 42		PST010	01 – 04, 08 – 11, 14
	PST026	03, 06, 12, 16, 19		PST011	01, 05, 08, 11
	MST002	02, 03		PMF022	01
	MST004	02, 05, 07		PMF024	01
	MST005	02, 03, 04, 07		PMF027	01
	MST007	01		PMF029	01
LANL, США	MST010	01		PMF031	01
	HST042	01 – 08		HMF008	01
	HST043	01, 02		HMF018	01
	PMF001	01		HMF020	01
	PMF002	01	JAERI, Япония	LST004	01, 03, 07
	PMF011	01		LST007	01, 03, 04
	HMF001	01		LST010	01
INL, США	HMF004	01		LST016	01, 04, 06
	HST032	01		LST017	01, 04, 06
AWRE, UK	LST001	01		LST019	02
	HST001	01 – 10		LST020	02, 04
ORNL, США	MST003	04, 07, 09, 10		LST021	01, 03
	HST009	01 – 04		HST019	01
	HST010	01 – 04		HST025	01, 02, 04, 05
	HST011	01, 02		HST027	01
	HST012	01		HST028	01, 03, 05, 07, 09, 11, 13, 15, 17
	HST013	01		HST029	01
	LST002	01, 02		HST030	01, 04
VALDUC, Франция	PST012	06 – 13, 19 – 21	ФЭИ, Россия	HST035	01, 05, 07
	PST022	01 – 03, 08		LST003	03, 06, 09
	PST023	01, 08, 17, 34		LST005	01
	PST032	02, 06, 11		LST006	01
	MST006	01			

Необходимо отметить, что для программ TRANSX и CONSYST с помощью NJOY были подготовлены исходные библиотеки групповых микроконстант на основе файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД2010. Для расчетов по программе MCNP были использованы файлы библиотеки РОСФОНД2010 в формате ACE, также полученные с помощью программы NJOY.

На рисунке 1 показана схема проведения нейтронно-физических расчетов с использованием комплексов CONSYST и TRANSX.

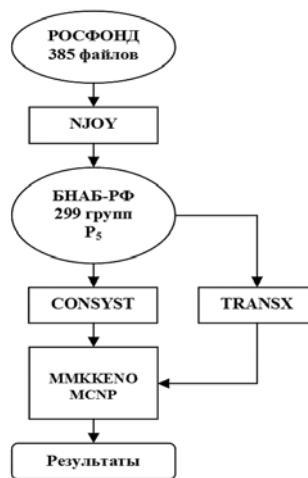


Рис. 1. Схема проведения расчетов

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Для проведения верификационных расчетов и проверки констант с использованием зарубежной программы подготовки макроконстант TRANSX были отобраны урановые и плутониевые быстрые бенчмарк-эксперименты.

При сравнении расчетных результатов в качестве опорных взяты результаты из международного справочника. Полученные результаты рассматриваются относительно бенчмарк-эксперимента.

Рассчитанные значения критичности отобранных сборок с использованием программ TRANSX и CONSYST приведены на рис. 2. Как видно, максимальное отклонение в значениях критичности «жестких» сборок при использовании разных программ подготовки констант не превышает  $\pm 0,1\%$ .

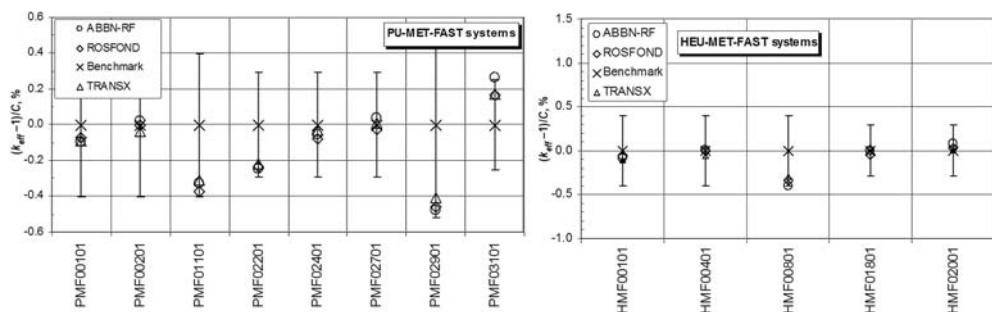


Рис. 2. Сравнение результатов расчета критичности быстрых плутониевых (слева) и урановых (справа) систем

Из международного справочника ICSBEP Handbook были отобраны тепловые модели, водные растворы нитрата урана HST и плутония PST, с отражателем и без него. На рисунке 3 приведено сравнение расчета критичности с экспериментом для этого набора моделей. Рисунок демонстрирует хорошее согласие группового расчета с детальным ходом, не превышающее  $\pm 0,2\%$ .

Расчеты в группах выполнены по программе MMKKEENO с подготовкой констант через CONSYST. Полученные результаты рассматривали относительно данных, полученных по программе MCNP с детальным ходом, используя библиотеку оцененных нейтронных данных РОСФОНД2010. Результаты бенчмарк-экспериментов приняты в качестве опорных данных. В расчетах методом Монте-Карло число историй равно 50 000 000.

На следующем этапе работы были отобраны системы с МОКС-топливом. Расчеты в групп-

пах и с детальным ходом проводились аналогично предыдущему этапу. На рисунке 4 приведено сравнение расчета критичности с экспериментом для этого набора моделей. Расхождения между групповым подходом и детальными расчетами не превышают  $\pm 0,1\%$ .

Еще один набор бенчмарк-экспериментов из ICSBEP состоял из растворных тепловых моделей с низкообогащенным ураном в качестве топлива. На рисунке 5 приведено сравнение расчета критичности с экспериментом для этого набора моделей. Расхождения между групповым подходом и детальными расчетами не превышают  $\pm 0,1\%$ .

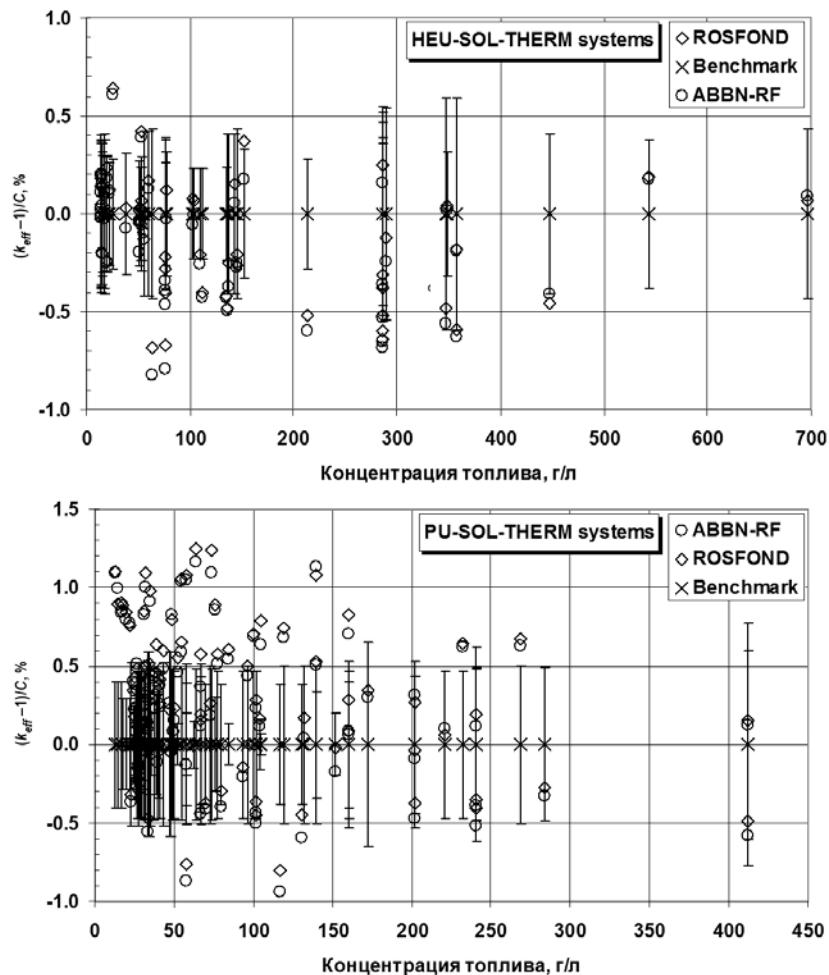


Рис. 3. Сравнение результатов расчета критичности тепловых урановых (вверху) и плутониевых (внизу) систем

На следующем этапе просчитаны простейшие модели – так называемые «кривые Прувоста» – это теоретические зависимости величины критичности урановых и плутониевых систем (гомогенных водных растворов) от водно-топливного отношения.

На рисунках 6 и 7 приведены отношения результатов расчета критичности в групповом приближении к результатам расчета детальным ходом для конечных и бесконечных урановых и плутониевых систем. Как видно, различие в эффективном коэффициенте размножения нейтронов группового и детального расчетов не превышает  $\pm 0,2\%$  и в среднем составляет  $\pm 0,02\%$  для всех урановых,  $\pm 0,03\%$  для бесконечных и  $\pm 0,04\%$  для конечных плутониевых систем.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведены верификационные расчеты методом Монте-Карло ряда представительных быстрых и тепловых, урановых и плутониевых, экспериментальных бен-

чмарк-моделей, а также плутониевых и урановых теоретических моделей как с использованием новых данных на основе файлов РОСФОНД2010 в формате MATXS и программы подготовки констант TRANSX, так и констант БНАБ-РФ2010 и программы подготовки констант CONSYST. В качестве опорных использованы результаты расчетов по программе MCNP с детальным слежением за энергией нейтронов.

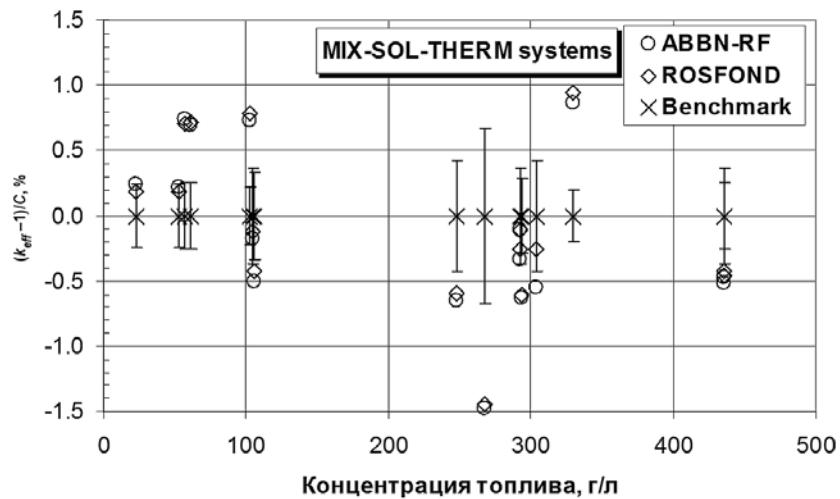


Рис. 4. Сравнение результатов расчетов критичности тепловых систем с МОКС-топливом

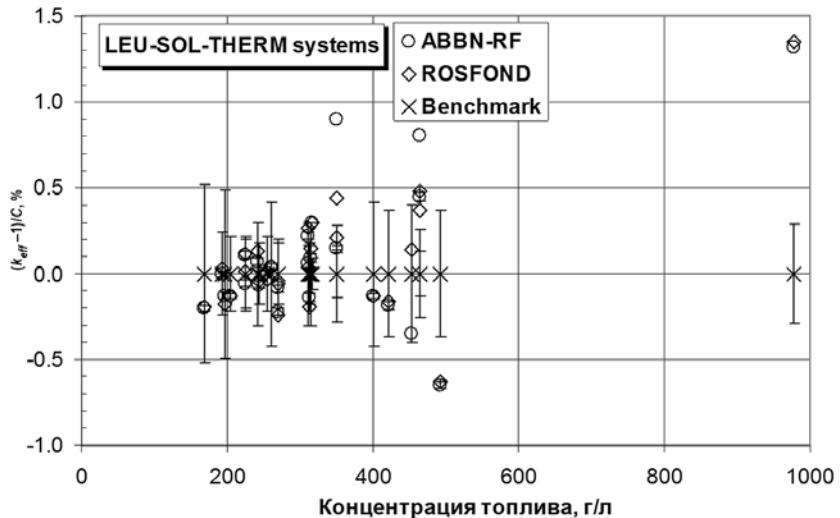


Рис. 5. Сравнение результатов расчетов критичности тепловых низкообогащенных урановых систем

Сравнение результатов показало хорошее согласие расчетов, полученных в групповом приближении, с расчетами с использованием детального хода сечений.

Различие между групповым подходом и детальным ходом в критике не превышает  $\pm 0,2\%$  на всем перечне бенчмарк-экспериментов, а в быстрой области, в низкообогащенных по урану моделях и в экспериментах с МОКС-топливом не превышает и  $\pm 0,1\%$ .



Рис. 6. Отношение расчетов критичности в групповом приближении к детальному для урановых конечных и бесконечных систем

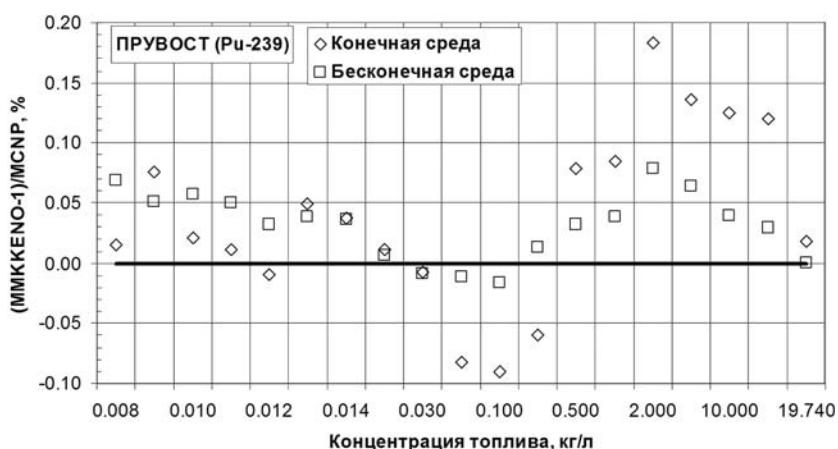


Рис. 7. Отношение расчетов критичности в групповом приближении к детальному для плутониевых конечных и бесконечных систем

### Литература

1. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения: Препринт ФЭИ-2828. Обнинск. 2000.
2. 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. Серия: Ядерные константы. Вып. 1. 1996. – С.59.
3. MacFarlane R.E. et al. NJOY97.0 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Sections from ENDF/B Data. RSIC Peripheral Shielding Routine Collection, PSR-368.
4. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощеев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г. РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. Вып. 1–2. 2007. – С.3–21.
5. DANTSYS 3.0: One-, Two-, and Three-Dimensional, Multigroup, Discrete Ordinates Transport Code System. RSIC Computer Code Collection, CCC-547, ORNL (1993).
6. "MCNP - A General Monte Carlo Neutron-Particle Transport Code". Version 5. X-5 Monte Carlo Team, Los Alamos National Laboratory, April 2003.
7. Блысавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST MMK-KENO для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикаторами рассеяния в PN-приближении. Препринт ФЭИ-2887. Обнинск-2001.

## ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

---

8. MacFarlane R.E. «TRANXS 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes», Los Alamos National Laboratory 1992.
9. "International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments," Organization for Economic Cooperation and Development – Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2002 Edition).
10. Pruvost Norman L., Paxton Hugh C. Nuclear Criticality Safety Guide, LA-12808, UC-714 (1996).

Поступила в редакцию 03.09.2013 г.

### Авторы

Головко Юрий Евгеньевич, научный сотрудник

E-mail: bnab@ippe.ru

Кощеев Владимир Николаевич, старший научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ippe.ru

Ломаков Глеб Борисович, младший научный сотрудник

E-mail: bnab@ippe.ru

Мантуров Геннадий Николаевич, зав. лабораторией, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ippe.ru

Рожихин Евгений Валерьевич, старший научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ippe.ru

Семенов Михаил Юрьевич, ведущий научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ippe.ru

Цибуля Анатолий Макарович, советник директора, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: tsib@ippe.ru

Якунин Андрей Андреевич, младший научный сотрудник

E-mail: bnab@ippe.ru

UDC 621.039.51.17

## VERIFICATION OF ABBN CONSTANTS AND CONSYST CODE IN CRITICALITY CALCULATIONS

Golovko Yu. E., Koscheev V.N., Lomakov G.B., Manturov G.N., Rozhikhin E.V., Semenov M.Y., Tsibulya A.M., Yakunin A.A.

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

### ABSTRACT

The aim of current work is verification of up-to-date BNAB neutron constants library and CONSYST code for neutron constants preparation via calculations of a set of simplified calculation models of nuclear power systems and critical experiments from international handbook ICSBEP.

There is the description of up-to-date version of BNAB neutron constants library which was obtained from evaluated neutron data files RUSFOND2010 and intended for perspective fast reactor models calculations in current paper materials. The verification process is based on calculation results comparisons for numerous benchmark-models of critical experiments and simplified models of nuclear power systems – «Pruvost curves» – calculated by means of MMKKENO code with MCNP calculation results. The comparison with experimental data was made. Based on benchmark-experiments with fast neutron spectra the results of testing of neutron constants preparation method laid in up-to-date version of CONSYST code with BNAB neutron constants is given in paper. These results were obtained by means of comparison with calculation results using BNAB cross-sections prepared by TRANSX code.

Following the results of performed work a key conclusion have been made that the methodical uncertainty caused by applying the group-wise approach is estimated as less than  $\pm 0.2\% \Delta k/k$ .

**Key words:** neutron cross-sections, RUSFOND, BNAB-RF, verification, benchmark model, Monte-Carlo method, criticality.

### REFERENCES

1. 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: IPPE Preprint-2828]. Odninsk, FEI Publ., 2000. (in Russian)
2. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Sistema gruppovyh 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. Yadernye konstanty*. 1996, no. 1, p.59.
3. MacFarlane R.E. et al. NJ0Y97.0 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Sections from ENDF/B Data. RSIC Peripheral Shielding Routine Collection, PSR-368.
4. Zabrodskaja S.V., Ignatjuk A.V., Koscheev V.N., Manohin V.N., Nikolaev M.N., Pronjaev V.G. ROSFOND - rossiskaja nacional'naja biblioteka ocenennyh nejtronnyh dannyh [RUSFOND – Russian national evaluated neutron data library]. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Yadernye konstanty*. 2007, no. 1-2, pp.3-21.
5. DANTSYS 3.0: One-, Two-, and Three- Dimensional, Multigroup, Discrete Ordinates Transport Code System. RSIC Computer Code Collection, CCC-547, ORNL (1993).
6. «MCNP – A General Monte Carlo Neutron-Particle Transport Code». Version 5. X-5 Monte Carlo Team, Los Alamos National Laboratory, April 2003.
7. Bliskavka A.A., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Programmnyj kompleks CONSYST/MMKKENO dlya rascheta yadernyh reaktorov metodom Monte-Karla v

- mnogogruppovom priblizhenii s indikatrisami rassejaniya v PN-priblizhenii. Preprint GNC RF-FEI-2887. [CONSYST /MMKKENO code package for nuclear reactor calculations with Monte-Carlo in multigroup PN-approximation: IPPE Preprint-2887]. Obninsk, FEI Publ., 2001. (in Russian).
8. MacFarlane R.E. «TRANSX 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes», Los Alamos National Laboratory 1992.
  9. «International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments», Organization for Economic Cooperation and Development – Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2002 Edition).
  10. Pruvost Norman L., Paxton Hugh C. Nuclear Criticality Safety Guide, LA-12808, UC-714 (1996).

#### Authors

Golovko Yury Evgen'evich, Research Officer

E-mail: bnab@ippe.ru

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

E-mail: bnab@ippe.ru

Lomakov Gleb Borisovich, Junior Researcher

E-mail: bnab@ippe.ru

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

E-mail: bnab@ippe.ru

Rozhikhin Evgeny Valer'evich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: bnab@ippe.ru

Semenov Mikhail Yur'evich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: bnab@ippe.ru

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

E-mail: tsib@ippe.ru

Yakunin Andrey Andreevich, Junior Researcher

E-mail: bnab@ippe.ru

## ТЕСТИРОВАНИЕ КОВАРИАЦИОННЫХ МАТРИЦ ПОГРЕШНОСТЕЙ СИСТЕМЫ КОНСТАНТ БНАБ

**О.Н. Андрианова, Ю.Е. Головко, Г.М. Жердев, Д.В. Задорнов,**

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

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

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



Возросший в последние годы интерес к работам по оценке погрешностей важнейших нейтронно-физических характеристик побуждает к развитию систем ковариационных ядерных данных. В свете последних достижений в этой области версия библиотеки ковариационных матриц погрешностей из системы групповых констант БНАБ-93 нуждалась в уточнении с привлечением дополнительной информации из современных библиотек нейтронных данных.

Работа посвящена тестированию библиотеки ковариационных матриц погрешностей, созданной на основании экспертных оценок для современной версии системы групповых констант БНАБ, в основе которой использована библиотека оцененных данных РОСФОНД-2010. Процесс тестирования представлял собой сравнение и анализ расчетных погрешностей средних сечений на спектре типичного быстрого реактора ковариационных данных системы БНАБ с аналогичными данными из современных библиотек, таких как ENDF/B, JENDL, COMMARA и др.

Для ряда тестовых моделей перспективных быстрых реакторов с жидкокометаллическим теплоносителем выполнены расчеты погрешностей важнейших нейтронно-физических характеристик на основании ковариационных данных систем COMMARA и БНАБ. Проведен анализ основных источников погрешностей.

**Ключевые слова:** нейтронные данные, ковариационная матрица, критичность, модель быстрого реактора.

### БИБЛИОТЕКА КОВАРИАЦИОННЫХ ДАННЫХ БНАБ

Опубликованные данные по погрешностям нейтронных сечений и их корреляциям для основных реакторных материалов, таких как H, O, Na, Pb,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и другие, в настоящее время являются неполными и часто находятся в противоречии друг с другом.

При разработке ковариационных матриц в современной системе констант БНАБ были использованы источники двух типов.

Первый тип имеет характер экспертных оценок. К ним относятся хорошо известные среди специалистов ковариационные матрицы групповых констант БНАБ-78 [1], которые были разработаны в ФЭИ специалистами в области константного обеспечения и ориентированы, в первую очередь, на использование в области быстрых реакторов.

Другим источником ковариационных матриц погрешностей констант аналогичного характера послужили нейтронные данные из библиотеки ENDF/B-V.2.

© О.Н. Андрианова, Ю.Е. Головко, Г.М. Жердев, Д.В. Задорнов,  
В.Н. Кощеев, Г.Н. Мантуров, А.А. Перегудов, А.М. Цибуля, 2014

Еще один источник ковариационных данных аналогичного характера представлен в работе Пальмиотти в 2005 г. [2].

В целом, упомянутые выше оценки погрешностей не потеряли актуальности до настоящего времени, однако некоторые из них нуждаются в пересмотре и уточнении. Такой пересмотр был проведен с привлечением дополнительной информации о фактически наблюдаемом разбросе различных оценок констант указанных выше материалов при обработке нейтронных данных из современных библиотек нейтронных данных. Эти данные были отнесены ко второму типу, которые носят характер расчетных величин.

При пересмотре ковариационных данных были соблюдены следующие положения.

В случае, когда дисперсия оценки, определяемая формулой

$$D = \max|X_n - X^{cp}| / X^{cp}, \quad n = 1, \dots, N,$$

(здесь  $X_n$  – значение  $X$  согласно оценке  $n$ ;  $X^{cp}$  – среднее значение по  $N$  рассматриваемым оценкам), значительно превышала существующую погрешность в экспертных оценках, считалось целесообразным эту погрешность увеличить. Так же поступалось, когда были очевидные причины полагать, что экспертные оценки не учитывали некоторые значимые, по нашему мнению, источники. С другой стороны, если погрешности, принятые в упомянутых оценках, превышали наблюдаемую оценку дисперсии, то предпочтение отдавалось этим данным. Во-первых, потому что эта оценка широко используется по всему миру; во-вторых, при анализе дисперсии разных расчетных оценок нейтронных данных следует помнить, что они сильно зависят (коррелированы), и тем самым наблюдаемая дисперсия, оцениваемая как среднеквадратичный разброс оценок,

$$d = \frac{\sqrt{\frac{1}{N-1} \sum_{n=1}^N (X_n - X^{cp})^2}}{X^{cp}}$$

может дать меньшее значение возможной погрешности.

В то же время, погрешность экспертных оценок уменьшалась, когда имелись дополнительные подтверждения целесообразности ее уменьшения.

Существующая библиотека констант БНАБ содержит ковариационные матрицы погрешностей для практических всех важных материалов реактора – топлива, конструкционных материалов и теплоносителя, продуктов деления, актинидов. Матрицы погрешностей составлены для реакций  $(n,\gamma)$ ,  $(n,f)$ ,  $(n,p)$ ,  $(n,\alpha)$ ,  $(n,d)$ ,  $(n,t)$ ,  $(n,n)$ ,  $(n,n')$ ,  $(n,2n)$ , а также для полного и транспортного сечений и величины числа вторичных нейтронов  $v$  в 28-групповом представлении.

## ТЕСТИРОВАНИЕ КОВАРИАЦИОННЫХ ДАННЫХ

Тестирование ковариационных данных из библиотеки БНАБ было проведено путем сравнения погрешностей сечений, рассчитанных на спектре типичного быстрого реактора с жидкокометаллическим теплоносителем (LMFBR) для различных источников ковариационных данных.

При расчетах погрешностей средних сечений требуется иметь как сами нейтронные сечения, так и их ковариационные данные. Таким образом, для расчетов были использованы следующие пары «сечение – ковариационные\_данные»: РОСФОНД – ABBN (ABBN), ENDF/B-V – ENDF/B-V (E52), ENDF/B-VII.1 – ENDF/B-VII.1 (E71), ENDF/B-VII.1 – COMMARA (CM20), JFF-3.1.2 – Palmiotti (PL05), JENDL-3.3 – JENDL-3.3 (JL3) и JENDL-4.0 – JENDL-4.0 (JL40). В скобках указаны их краткие обозначения, которые используются в таблицах.

Полученные величины для основных делящихся реакторных материалов даны в табл. 1. Аналогичные данные для конструкционных материалов и материалов теплоносителей пред-

ставлены в табл. 2. Величина «*nu-bar*» рассчитывалась с весом сечения деления. Величина «*inl*» рассчитывалась с учетом увода нейтронов под порог деления  $^{238}\text{U}$ .

Таблица 1

**Погрешности сечений для основных делящихся реакторных материалов, полученные из различных источников данных, %**

Тип сечения	Нуклид	E-52	PL05	ABBN	JL3	JL40	E-71	CM20	TL12
<i>nu-bar</i>	$^{235}\text{U}$	0.6	0.5	0.4	0.14	0.20	0.6	0.12	
	$^{238}\text{U}$	0.8	2.1	0.7	0.6	0.6	1.2	1.2	
	$^{239}\text{Pu}$	0.3	0.5	0.4	0.20	0.17	0.09	0.09	
	$^{240}\text{Pu}$	1.2	1.6	0.9		0.21		4.1	3.1
	$^{241}\text{Pu}$	1.9	0.5	1.3	0.30	0.6		0.27	0.14
<i>fis</i>	$^{235}\text{U}$	2.5	2.5	2.3	0.9	1.0	0.7	0.4	
	$^{238}\text{U}$	2.2	5.0	1.9	0.4	0.6	0.5	0.5	
	$^{239}\text{Pu}$	3.3	2.5	2.1	1.1	0.5	0.4	0.4	
	$^{240}\text{Pu}$	4.8	4.0	3.9	1.4	0.7	1.2	2.6	4.8
	$^{241}\text{Pu}$	3.0	5.4	2.6	0.7	1.4	0.7	0.7	4.4
<i>cap</i>	$^{235}\text{U}$	7.9	5.2	5.4	2.3	2.8	22.	14.	
	$^{238}\text{U}$	3.7	2.3	2.6	1.4	3.5	1.5	1.5	
	$^{239}\text{Pu}$	8.0	4.5	4.3	2.6	3.7	4.9	4.9	
	$^{240}\text{Pu}$	8.8	7.8	6.9	1.7	4.0	2.8	5.2	7.3
	$^{241}\text{Pu}$	7.3	8.8	8.1	2.8	7.3	12.	12.	10.
<i>inl</i>	$^{235}\text{U}$		10.	17.	5.1	12.	5.8	5.9	
	$^{238}\text{U}$	11.	14.	14.	9.2	9.9	18.	19.	
	$^{239}\text{Pu}$		10.	17.	20.	9.9	19.	19.	
	$^{240}\text{Pu}$		15.	15.	9.7	7.5	29.	29.	1.6
	$^{241}\text{Pu}$		15.	20.	23.	19.	23.	23.	3.7

Таким образом, ковариационные данные из библиотеки констант БНАБ можно отнести скорее к «пессимистическому» типу данных, отражающих экспертную оценку погрешностей сечений.

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОГРЕШНОСТЕЙ СЕЧЕНИЙ И ВКЛАДОВ ИХ В ПОГРЕШНОСТЬ КРИТИЧНОСТИ ДЛЯ НЕКОТОРЫХ МОДЕЛЕЙ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Для типичных моделей быстрых реакторных установок были определены погрешности сечений и вклады их в погрешность критичности соответствующей РУ.

В качестве расчетных были взяты тестовые модели быстрых реакторов типа БН-1200 (для нитридной и оксидной загрузки), БН-800, БН-600, МБИР, СВБР, БРЕСТ [3 – 8].

В таблице 3 представлено краткое описание этих моделей по составу топлива и теплоносителя.

Для каждой модели были рассчитаны коэффициенты чувствительности, показывающие относительное изменение в коэффициенте размножения системы при относительном изменении в нейтронных сечениях для данного изотопа, реакции и энергии. Для этой цели использовался программный комплекс СКАЛА [9, 10].

В расчетах были использованы погрешности нейтронных сечений для следующих нуклидов:  $\sigma_c$ ,  $\sigma_f$ ,  $v$ ,  $\sigma_{in}$  для  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ ;  $\sigma_c$ ,  $\sigma_f$ ,  $v$  для  $^{240}\text{Pu}$ ;  $\sigma_f$ ,  $v$  для  $^{241}\text{Pu}$ ;  $\sigma_c$ ,  $\sigma_{el}$ ,

$\sigma_{in}$  для железа;  $\sigma_c, \sigma_{in}$  для висмута и свинца;  $\sigma_c, \sigma_{el}$  для азота;  $\sigma_{in}, \sigma_{el}$  для натрия;  $\sigma_{el}$  для кислорода.

Таблица 2

**Погрешности сечений для основных конструкционных материалов и материалов теплоносителей, полученные из различных источников данных, %**

Тип сечения	Нуклид	E-52	PL05	ABBN	JL3	JL40	E-71	CM20	TL12
cap	Fe	9.1	4.9	6.5	7.9	7.7	7.3	7.0	5.0
	Cr	9.0	5.7	7.0			2.1	6.4	12.
	Ni	8.8	5.8	6.6	4.6	2.8	4.3	3.0	5.2
	N	14.		11.					
	Na	12.	5.1	9.3	23.	5.8	1.4	3.5	2.6
	Pb	6.2	12.	14.			4.2	4.9	6.3
	Bi		11.	20.			13.	14.	2.4
in/l	Fe	4.5	14.	6.5	10.	7.8	4.2	4.3	1.1
	Cr	3.5	13.	11.			4.1	3.9	1.4
	Ni	3.5	20.	11.	5.0	3.4	4.8	4.7	1.6
	N	6.0		15.					
	Na	7.4	30.	20.	3.0	12.	7.1	7.2	2.2
	Pb	5.0	40.	6.7			1.4	1.4	0.8
	Bi		40.			3.5	6.4	6.4	4.1

Таблица 3

**Краткое представление расчетных моделей по составу топлива и теплоносителя**

Тип реактора	БН-1200	БН-800	БН-600	МБИР	СВБР	БРЕСТ
<b>Вид топлива</b>						
МОХ	+	+		+		
Урановое			+		+	
Нитридное	+					+
<b>Вид теплоносителя</b>						
Na	+	+	+	+		
Pb						+
Pb+Bi					+	

**РЕЗУЛЬТАТЫ ОЦЕНКИ ТОЧНОСТИ РАСЧЕТНОГО ПРЕДСКАЗАНИЯ КРИТИЧНОСТИ**

В таблицах 4 и 5 приведены результаты расчета вклада в погрешность  $k_{\text{эфф}}$  от неопределенностей в сечениях, рассчитанную при помощи теории возмущения (расчет по коэффициентам чувствительности) на основе ковариационных данных систем БНАБ и COMMARA [11] для отобранных тестовых моделей быстрых реакторов.

Звездочкой в ячейках таблиц отмечены величины погрешностей, для которых отсутствуют данные в соответствующих библиотеках. В связи с этим в расчетах погрешностей принималась наиболее консервативная оценка.

Как видно из табл. 4, 5, основными вкладчиками в погрешность  $k_{\text{эфф}}$  для систем с MOX-топливом и натриевым теплоносителем являются захват и сечение неупругого расщепления на  $^{238}\text{U}$ , сечения захвата, деления и величина *nu-bar* на  $^{239}\text{Pu}$ .

Таблица 4

**Результаты расчета вклада в погрешность  $k_{\text{эфф.}}$  от неопределенностей в сечениях на основе ковариационных данных системы БНАБ, %**

Вклад в погрешность		БН-1200 MOX	БН-1200 Nitride	БН-800	БН-600	МБИР	БРЕСТ	СВБР
$^{235}\text{U}$	$\sigma_c$	<0.005	<0.005	0.40	0.54	<0.005	<0.005	0.55
	$\sigma_f$	0.01	0.01	0.83	1.04	0.01	0.01	1.03
	$\nu$	<0.005	<0.005	0.28	0.37	<0.005	<0.005	0.36
	$\sigma_m$	<0.005	<0.005	0.06	0.06	<0.005	<0.005	0.09
$^{238}\text{U}$	$\sigma_c$	0.60	0.65	0.55	0.53	0.24	0.67	0.70
	$\sigma_f$	0.14	0.18	0.15	0.14	0.09	0.17	0.16
	$\nu$	0.08	0.10	0.08	0.08	0.05	0.09	0.10
	$\sigma_m$	0.57	0.71	0.36	0.28	0.18	0.67	0.54
$^{239}\text{Pu}$	$\sigma_c$	0.23	0.18	0.07	—	0.25	0.20	—
	$\sigma_f$	1.03	1.03	0.31	—	1.34	1.21	—
	$\nu$	0.30	0.29	0.09	—	0.39	0.32	—
	$\sigma_m$	0.05	0.05	0.01	—	0.04	0.06	—
$^{240}\text{Pu}$	$\sigma_c$	0.16	0.13	0.01	—	0.04	0.12	—
	$\sigma_f$	0.15	0.16	0.01	—	0.06	0.16	—
	$\nu$	0.05	0.05	<0.005	—	0.02	0.05	—
$^{241}\text{Pu}$	$\sigma_f$	0.21	0.19	—	—	0.03	0.07	—
	$\nu$	0.15	0.14	—	—	0.02	0.05	—
O	$\sigma_{el}$	0.10	—	0.05	0.05	0.03	—	0.09
N	$\sigma_c$	—	0.39	—	—	—	0.34	—
	$\sigma_{el}$	—	0.60*	—	—	—	0.84*	—
Na	$\sigma_{el}$	0.19	0.21	0.07	0.05	0.09	—	—
	$\sigma_m$	0.16	0.15	0.11	0.07	0.09	—	—
Pb	$\sigma_c$	—	—	—	—	—	0.13	0.03
	$\sigma_m$	—	—	—	—	—	0.32	0.07
Bi	$\sigma_c$	—	—	—	—	—	—	0.07
	$\sigma_m$	—	—	—	—	—	—	0.14
Fe	$\sigma_c$	0.11	0.09	0.08	0.08	0.11	0.09	0.06
	$\sigma_{el}$	0.09	0.11	0.03	0.03	0.10	0.18	0.05
	$\sigma_m$	0.14	0.13	0.09	0.07	0.10	0.12	0.06
Суммарный		1.47	1.69	1.25	1.39	1.48	1.68	1.54

Что касается систем с урановым топливом и натриевым теплоносителем, то здесь основные вкладчики – это сечения захвата, деления и величина *nu-bar* на  $^{235}\text{U}$ , а также сечение захвата и неупругого рассеяния на  $^{238}\text{U}$ . В системах с нитридным топливом основными вкладчиками являются захват и сечение неупругого рассеяния на  $^{238}\text{U}$ , сечения захвата, деления и величина *nu-bar* на  $^{239}\text{Pu}$ , а также захват и сечение упругого рассеяния на азоте.

Исходя из приведенных таблиц можно заключить, что погрешности, полученные на основе ковариационных данных системы COMMARA, ниже, чем погрешности, полученные на основе ковариационных данных БНАБ.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Среди выбранных для тестирования пар «сечения – ковариационные\_данные» погрешности нейтронных данных с учетом их корреляций для системы констант БНАБ по сравнению с большинством оценок являются наиболее «пессимистическими» как для основных делящихся реакторных материалов, так и для изотопов теплоносителей и конструкционных материалов.

Таблица 5

**Результаты расчета вклада в погрешность  $k_{\text{эфф.}}$  от неопределеностей в сечениях на основе ковариационных данных системы COMMARA, %**

Вклад в погрешность		БН-1200 MOX	БН-1200 Nitride	БН-800	БН-600	МБИР	БРЕСТ	СВБР
$^{235}\text{U}$	$\sigma_c$	0.01	0.01	1.02	1.39	0.01	0.01	1.46
	$\sigma_f$	<0.005	<0.005	0.18	0.23	<0.005	<0.005	0.23
	$\nu$	<0.005	<0.005	0.07	0.09	<0.005	<0.005	0.09
	$\sigma_{in}$	<0.005	<0.005	0.02	0.01	<0.005	<0.005	0.04
$^{238}\text{U}$	$\sigma_c$	0.31	0.31	0.27	0.26	0.12	0.30	0.33
	$\sigma_f$	0.04	0.05	0.04	0.04	0.03	0.05	0.04
	$\nu$	0.14	0.18	0.14	0.13	0.09	0.17	0.17
	$\sigma_{in}$	0.81	1.02	0.49	0.37	0.25	0.96	0.73
$^{239}\text{Pu}$	$\sigma_c$	0.26	0.21	0.08	-	0.29	0.24	-
	$\sigma_f$	0.19	0.18	0.05	-	0.23	0.21	-
	$\nu$	0.06	0.05	0.02	-	0.07	0.06	-
	$\sigma_{in}$	0.08	0.08	0.01	-	0.04	0.11	-
$^{240}\text{Pu}$	$\sigma_c$	0.12	0.10	<0.005	-	0.04	0.10	-
	$\sigma_f$	0.10	0.11	<0.005	-	0.04	0.11	-
$^{241}\text{Pu}$	$\nu$	0.29*	0.30*	0.01*	-	0.12*	0.28*	-
	$\sigma_f$	0.05	0.05	<0.005	-	0.01	0.02	-
O	$\nu$	0.56*	0.52*	0.01*	-	0.08*	0.18*	-
	$\sigma_{el}$	0.09	-	0.01	0.02	0.01	-	0.03
N	$\sigma_c$	-	2.10	-	-	-	1.87	-
	$\sigma_{el}$	-	0.10	-	-	-	0.14	-
Na	$\sigma_{el}$	0.09	0.10	0.03	0.02	0.05	-	-
	$\sigma_{in}$	0.07	0.06	0.04	0.02	0.04	-	-
Pb	$\sigma_c$	-	-	-	-	-	0.06	0.01
	$\sigma_{in}$	-	-	-	-	-	0.03	0.01
Bi	$\sigma_c$	-	-	-	-	-	-	0.14*
	$\sigma_{in}$	-	-	-	-	-	-	0.23*
Fe	$\sigma_c$	0.13	0.11	0.11	0.11	0.14	0.12	0.09
	$\sigma_{el}$	0.06	0.07	0.01	0.01	0.08	0.13	0.03
	$\sigma_{in}$	0.13	0.13	0.07	0.05	0.10	0.14	0.05
Суммарный		1.17	2.47	1.20	1.50	0.55	2.21	1.73

Результаты оценки константной составляющей погрешности расчетов  $k_{\text{эфф.}}$  тестовых моделей быстрых реакторов типа БН-1200 (для нитридной и оксидной загрузки), БН-800, БН-600, МБИР, СВБР, БРЕСТ за счет погрешностей исходных нейтронных данных систем БНАБ и COMMARA показали:

- основными вкладчиками в погрешность  $k_{\text{эфф.}}$  для систем с МОХ-топливом с натриевым теплоносителем являются сечения захвата и неупругого рассеяния для  $^{238}\text{U}$ , а также сечения захвата, деления и величина  $\nu$ -bar для  $^{239}\text{Pu}$ ;
- для систем с урановым топливом с натриевым теплоносителем основными источниками погрешностей являются сечения захвата, деления и величина  $\nu$ -bar для  $^{235}\text{U}$ , а также сечения захвата и неупругого рассеяния на  $^{238}\text{U}$ ;
- в системах с нитридным топливом основными вкладчиками являются сечения захвата и неупругого рассеяния на  $^{238}\text{U}$ , сечения захвата, деления и величина  $\nu$ -bar на  $^{239}\text{Pu}$ . Также существенное влияние на погрешность  $k_{\text{эфф.}}$  оказывают захват и сечение упругого рассеяния на азоте.

Результаты расчетов тестовых моделей подтверждают сделанный ранее вывод о том,

что оценки погрешностей, полученные на основе ковариационных данных системы COMMARA, являются более «оптимистичными» по отношению к оценкам, полученным на основе ковариационных данных БНАБ.

### **Литература**

1. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоиздат, 1981.
2. Palmiotti G., Salvatores M. Proposal for nuclear data covariance matrix, JEFDOC 1063 Rev.1, January 20, 2005.
3. Khomyakov Yu.S., Eliseev V.A., Malysheva V.I. et al., Optimization of Parameters of MOX Fuel Core of Sodium Cooled Large Size Fast Reactor. Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009.
4. Matveev V.I., Chebeskov A.N., Cherny V.A. et al. Studies, Development and Justification of Core with Zero Sodium-Void Reactivity Effect of the BN-800 Reactor. In Proc. of the International topical meeting on Sodium Cooled Fast Reactor Safety. Obninsk, Russia, October 3-7, 1994.
5. BN-600 Hybrid Core Benchmark Analysis, IAEA TecDoc- 1623, Vienna, IAEA, February 2010.
6. Smirnov V. Orlov, V. The lead cooled fast reactor benchmark BREST-300: analysis with sensitivity method. Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications Palais des Papes, Avignon, France, September 12-15, 2005, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2005).
7. Zrodnikov A. V., Dragunov U. G., Stepanov V. S., Toshinsky G. I. et al. «SVBR-75/100 – Lead-bismuth cooled small power modular fast reactor for multi-purpose usage», In Proc. of the International conference “Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear Power”, Vienna, 23–26 June 2003, IAEA-CSP-24, 2004. – Р. 371.
8. Романова Н.В., Юхнов Б.М., Мамедов Т.С. Компоновочные решения контуров теплоотвода РУ МБИР с натриевым теплоносителем, ОАО «НИКИЭТ» 2011г.
9. Jerdev G.M., SKALA – The Computing System for an Estimation of Nuclear and Radiation Safety, M&C-2005/ Avignon, France, September 12–15 2005.
10. Blyskavka A.A., Jerdev G.M., Manturov G.N. et al. Use of the SKALA Code Package for Computing Criticality and its Uncertainty. Proc. of International Conference on Nuclear Safety (ICNC'07), St. Petersburg, Russia, May 28 – June 1, 2007.
11. Herman M., Oblozinsky P., Mattoon C.M. et al. COMMARA-2.0 Neutron Cross Section Covariance Library, BNL-94830-2011.

Поступила в редакцию 03.09.2013

### **Авторы**

Андрюшко Ольга Николаевна, научный сотрудник

E-mail: bnab@ippe.ru

Головко Юрий Евгеньевич, научный сотрудник

E-mail: bnab@ippe.ru

Жердев Геннадий Михайлович, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: jerdev@ippe.ru

Задорнов Дмитрий Витальевич, аспирант

E-mail: bnab@ippe.ru

Кощеев Владимир Николаевич, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ippe.ru

Мантуров Геннадий Николаевич, начальник лаборатории, канд. физ.-мат. наук

E-mail: mant@ippe.ru

Перегудов Антон Александрович, младший научный сотрудник

E-mail: bnab@ippe.ru

Цибуля Анатолий Макарович, советник директора, канд. физ.-мат. наук

E-mail: tsib@ippe.ru

UDC 621.039.51.17

## TESTING COVARIANCE MATRICES OF UNCERTAINTIES IN THE BNAB DATA SYSTEM

Andrianova O.N., Golovko Yu.E., Jerdev G.M., Zadornov D.V., Koscheev V.N., Manturov G.N.,  
Peregudov A.A., Tsibulya A.M.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power  
Engineering named after A.I. Leypunsky (SSC RF-IPPE).

1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

The growing interest in evaluation of computational uncertainties in the main neutron-physical characteristics led to the development of nuclear data covariance libraries. Taking into account the recent achievements in this area, the covariance matrices of uncertainties in the BNAB-93 group constant library needed to be verified which could be done by using additional information from current neutron data libraries.

The present work is focused on testing covariance matrices of uncertainties which were derived from expert evaluation of the current version of the BNAB group constants library based on evaluated data files RUSFOND-2010. The testing process involved comparing and analyzing computational uncertainties of average cross-sections for typical fast reactor spectra from the BNAB covariance data library with similar data from other current libraries (like ENDF/B, JENDL, COMMARA and others).

In addition, uncertainties of important neutron-physics characteristics have been calculated for numerous test models of advanced liquid-metal-cooled fast reactors based on COMMARA and BNAB covariance data libraries. The main sources of uncertainties have been analyzed.

**Key words:** neutron data, covariance matrix, criticality, fast reactor model.

### REFERENCES

1. Abagjan L.P., Bazazjanc N.O., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. *Gruppovoye konstanty dlja rascheta reaktorov i zashchity* [Group constants for reactor and shielding calculations]. Moscow, Energoizdat Publ. 1981. 232 p. (in Russian).
2. G. Palmiotti, M. Salvatores, Proposal for nuclear data covariance matrix, JEFDOC 1063 Rev.1, January 20, 2005
3. Khomyakov Yu.S., Eliseev V.A., Malyshева I.V., Matveev V.I., Tsibulya A.M. Optimization of Parameters of MOX Fuel Core of Sodium Cooled Large Size Fast Reactor. Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009.
4. Matveev V.I., Chebeskov A.N., Cherny V.A., Krivitski I.Yu., Kirushin A.I., Belov S.B., Vasiljev B.A.. Studies, Development and Justification of Core with Zero Sodium-Void Reactivity Effect of the BN-800 Reactor. In Proc. of the International topical meeting on Sodium Cooled Fast Reactor Safety. Obninsk, Russia, October 3-7, 1994.
5. BN-600 Hybrid Core Benchmark Analysis, IAEA TecDoc- 1623, Vienna, IAEA, February 2010.
6. Smirnov V., Orlov V. The lead cooled fast reactor benchmark BREST-300: analysis with sensitivity method. Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications Palais des Papes, Avignon, France, September 12-15, 2005, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2005).
7. Zrodnikov A.V., Chitaykin V.I., Toshinsky G.I., Grigoriev O.G., Dragunov U.G., Stepanov V.S., Klimov N.N., Kopytov I.I., Krushelnitsky V.N., Grudakov A.A.. "SVBR-75/100 — Lead-bismuth cooled small power modular fast reactor for multi-purpose usage", In Proc. of the International conference "Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear Power", Vienna, 23–26 June 2003, IAEA-CSP-24, 2004, p.371.
8. Romanova N.V., Juhnov B.M., Mamedov T.S., Komponovochnye reshenija konturov teplootvoda RU MBIR s natrievym teplonositelem [Layout solutions of heat sink lines

- with sodium-cooled MBIR reactor assembly]. Moscow, OAO «NIKIEТ», 2011.
9. Jerdev G.M. SKALA – The Computing System for an Estimation of Nuclear and Radiation Safety, M&C-2005/ Avignon, France, September 12–15 2005.
10. Blyskavka A.A., Jerdev G.M., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Raskach K.F, Tsibulya A.M.. Use of the SKALA Code Package for Computing Criticality and its Uncertainty. Proc. of International Conference on Nuclear Safety (ICNC'07), St. Petersburg, Russia, May 28 – June 1, 2007.
11. M. Herman, P. Obložinský, C.M. Mattoon, M. Pigni, S. Hoblit, S.F. Mughabghab, A. Sonzogni, P. Talou, M.B. Chadwick, G.M. Hale, A.C. Kahler, T. Kawano, R.C. Little, P.G. Young, COMMARA-2.0 Neutron Cross Section Covariance Library, BNL- 94830-2011, 2011.

### Authors

Andrianova Ol'ga Nikolaevna, Research Officer  
E-mail: bnab@ippe.ru

Golovko Yury Evgen'evich, Research Officer  
E-mail: bnab@ippe.ru

Jerdev Gennady Mikhailovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phis.-Math.)  
E-mail: jerdev@ippe.ru

Zadornov Dmitry Vital'evich, Postgraduate  
E-mail: bnab@ippe.ru

Koscheev Vladimir Nikolaevich, Senior researcher, Cand. Sci. (Phis.-Math.)  
E-mail: bnab@ippe.ru

Manturov Gennady Nikolaevich, Head of laboratory, Cand. Sci. (Phis.-Math.)  
E-mail: mant@ippe.ru

Peregudov Anton Aleksndrovich, Junior Researcher  
E-mail: bnab@ippe.ru

Tsibulya Anatoly Makarovich, Director Adviser, Cand. Sci. (Phis.-Math.)  
E-mail: tsib@ippe.ru

# СТОХАСТИЧЕСКАЯ ТЕОРИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НУЛЕВОЙ МОЩНОСТИ. ЧАСТЬ 2. ВЕРОЯТНОСТЬ ВЫРОЖДЕНИЯ ВЕТВЯЩЕГОСЯ ПРОЦЕССА И ВОПРОСЫ ОЦЕНКИ ВЕРОЯТНОСТИ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ЯДЕРНОЙ АВАРИИ

**Ю.В. Волков**

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



Выведена формула для оценки вероятности вырождения, в которой условная вероятность того, что процесс деления не закончится к моменту времени  $t$ , определяется из полученной в работе системы нелинейных дифференциальных уравнений. Из формулы следует, что ветвящийся процесс без внешней инициации никогда не возникнет с вероятностью единица в реакторе с любым коэффициентом размножения. Найдено общее соотношение для асимптотического значения вероятности прекращения процесса деления в ядерном реакторе. Показано, что модель Хансена является квадратичным приближением общей модели и всегда завышает эту вероятность. Представлен теоретический анализ, показавший, что модель Хансена занижает оценку вероятности ядерной аварии по сравнению с оценками по полученной в работе общей модели.

**Ключевые слова:** ветвящийся процесс, вероятность вырождения, нейтронная популяция, разгон реактора на мгновенных нейтронах, ядерная авария, модель, процесс деления, незатухающая цепочка делений.

## ВЕРОЯТНОСТЬ ВЫРОЖДЕНИЯ ВЕТВЯЩЕГОСЯ ПРОЦЕССА

Здесь вероятность вырождения ветвящегося процесса понимается как вероятность того, что к моменту времени  $t$  в реакторе не останется ни одной частицы типов  $T_1$  и  $T_2$  (мгновенные нейтроны и предшественники запаздывающих нейронов) при произвольном числе частиц типа  $T_0$  (нейтроны источника), если в начальный момент времени  $t = 0$  в реакторе была одна частица типа  $T_0$  (все использованные здесь обозначения соответствуют введенным в первой части работы [1]). Такое понимание вероятности вырождения несколько отличается от общепринятого [2] и связано с физическими особенностями изучаемого ветвящегося процесса (заметим, что в теории ветвящихся процессов принято считать, что процесс рождения и гибели вырождается, если исчезают частицы всех типов).

Дело в том, что частицы типа  $T_0$  – нейтроны постороннего источника, которые в про-

© Ю.В. Волков, 2014

цессе размножения нейтронов не рождаются, т.е. не появляются из цепочек делений. Вне зависимости от наличия или отсутствия цепочек делений, т.е. частиц типов  $T_1$  и  $T_2$ , в реакторе всегда присутствуют частицы типа  $T_0$  в соответствии с распределением их числа, определяемым мощностью постороннего источника. Если цепочки делений (а значит, частицы  $T_1$  и  $T_2$ ) исчезнут к моменту времени  $t$ , то вне зависимости от наличия или отсутствия частиц типа  $T_0$  можно считать, что ветвящийся процесс размножения и гибели нейтронов в реакторе, начавшийся в момент времени  $t = 0$  частицы типа  $T_0$ , выродился (закончился) к моменту времени  $t$ .

Пусть вероятность этого события есть  $P_0^{(0)}(t)$ . Ясно, что

$$P_0^{(0)}(t) = \sum_{\alpha_0} P_{\alpha_0,0,0}^{(0)}(t),$$

где  $P_{\alpha_0,\alpha_1,\alpha_2}^{(0)}(t)$  определена в работе [1]. Вероятности  $P_{\alpha_0,0,0}^{(0)}(t)$  определяются из производящей функции  $P^{(0)}(t, s)$  по формулам [2]

$$\begin{aligned} P_{0,0,0}^{(0)}(t) &= \Pi^{(0)}(t, 0, 0, 0) = 0, \\ P_{1,0,0}^{(0)}(t) &= \frac{\partial \Pi^{(0)}(t, s_0, 0, 0)}{\partial s_0} \Big|_{s_0=0} = \frac{1}{s_0} \Pi^{(0)}(t, s_0, 0, 0) \Big|_{s_0=0}, \\ P_{\alpha_0,0,0}^{(0)}(t) &= \frac{\partial^{\alpha_0} \Pi^{(0)}(t, s_0, 0, 0)}{\partial s^{\alpha_0}} \Big|_{s_0=0} = 0 \quad (\alpha_0 > 1), \end{aligned} \quad (1)$$

поэтому

$$P_0^{(0)}(t) = \frac{1}{s_0} \Pi^{(0)}(t, s_0, 0, 0) \Big|_{s_0=0}.$$

Из системы уравнений (5') в [1] видно, что решение первого уравнения можно найти независимо от решения остальных двух уравнений. Оно имеет вид

$$\Pi^{(0)}(t, s) = s_0 \exp \left( -S \int_0^t [1 - \Pi^{(1)}(\tau, s_1, s_2)] d\tau \right).$$

Здесь в записи  $\Pi^{(1)}$  аргумент  $s_0$  для краткости опущен, т.к.  $\Pi^{(1)}$  и  $\Pi^{(2)}$  от  $s_0$  не зависят. Таким образом,

$$P_0^{(0)}(t) = \exp \left( -S \int_0^t [1 - \Pi^{(1)}(\tau, 0, 0)] d\tau \right). \quad (2)$$

Функция  $Q_B^{(1)}(t) = \Pi^{(1)}(t, 0, 0)$  есть вероятность вырождения ветвящегося процесса к моменту времени  $t$ , если он начался в момент времени  $t = 0$  с одной частицы типа  $T_1$ . Соответственно,  $Q_P^{(1)}(t) = 1 - Q_B^{(1)}(t)$  – вероятность продолжения процесса после времени  $t$  при том же условии.

Вероятности  $Q_B^{(1)}(t)$  и  $Q_P^{(1)}(t)$  имеют вполне прозрачный физический смысл. Пусть создан «идеальный» реактор, полностью изолированный от посторонних источников нейтронов (естественный фон, спонтанные деления и т.п.). Если каким-либо образом в этот реактор впустить один единственный нейtron в момент времени  $t = 0$ , то начинается ветвящийся процесс, т.к. в реакторе уже есть одна частица типа  $T_1$ . Вероятности  $Q_B^{(1)}(t)$  и  $Q_P^{(1)}(t)$  есть вероятности окончания и, соответственно, продолжения ветвящегося процесса в момент времени  $t > 0$  в таком «идеальном» реакторе.

Можно предложить другое начало ветвящегося процесса в «идеальном» реакторе:

в момент времени  $t = 0$  в реактор каким-либо образом впущен один предшественник запаздывающих нейтронов (частица типа  $T_2$ ). Тогда можно ввести в рассмотрение соответствующие вероятности  $Q_{\text{в}}^{(2)}(t)$ ,  $Q_{\text{n}}^{(2)}(t) = 1 - Q_{\text{в}}^{(2)}(t)$  вырождения и продолжения ветвящегося процесса.

Итак, формулу (2) можно переписать в виде

$$P_0^{(0)}(t) = \exp[-S\gamma(t)], \quad (3)$$

где

$$\gamma(t) = \int_0^t Q_{\text{n}}^{(1)}(\tau) d\tau.$$

Вероятность  $Q_{\text{n}}^{(1)}(t)$  определяется в соответствии с системой уравнений (5') в [1] из системы нелинейных дифференциальных уравнений

$$\begin{aligned} \frac{dQ_{\text{n}}^{(1)}}{dt} &= \frac{1}{L} \left\{ \frac{k}{v} \left\{ 1 - \sum_{v=0}^N r(v) \left[ 1 - (1-\beta)Q_{\text{n}}^{(1)} - \beta Q_{\text{n}}^{(2)} \right]^v \right\} - Q_{\text{n}}^{(1)} \right\}, \\ \frac{dQ_{\text{n}}^{(2)}}{dt} &= \lambda (Q_{\text{n}}^{(1)} - Q_{\text{n}}^{(2)}) \end{aligned} \quad (4)$$

с начальными условиями

$$Q_{\text{n}}^{(1)}(0) = Q_{\text{n}}^{(2)}(0) = 1. \quad (5)$$

Согласно формуле (3), при  $S = 0$ , т.е. при отсутствии в реакторе постороннего источника нейтронов,  $P_0^{(0)}(t) = 1$  для любого  $t \geq 0$ . Это означает (что вполне очевидно): *без внешней инициации ветвящегося процесса он никогда не возникнет с вероятностью единица в реакторе с любым коэффициентом размножения*.

Следуя работе [2], можно показать, что в случае неоднородного ветвящегося процесса, т.е. когда  $k$  есть функция времени  $t$ , система уравнений (4) остается в силе.

## ВЕРОЯТНОСТЬ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ЯДЕРНОЙ АВАРИИ

Под ядерной аварией здесь и далее понимается неконтролируемый разгон ядерного реактора на мгновенных нейтронах. Такая авария на реакторе происходит, если при коэффициенте размножения на мгновенных нейтронах, равном или больше единице, возникает хотя бы одна незатухающая (бесконечная по времени) цепочка делений. Тогда нейтронная популяция в реакторе неограниченно возрастает за очень короткое время ( $\sim L$ ).

С точки зрения оценки вероятности возникновения ядерной аварии, все цепочки делений, инициируемые нейтронами источника, можно разделить на два дополняющих друг друга класса – класс затухающих (конечных по времени) и класс незатухающих цепочек делений. Вероятность вырождения ветвящегося процесса  $P_0^{(0)}(t)$ , определенная формулой (3), есть также вероятность того, что все цепочки делений в реакторе в интервале времени  $[0, t]$  окажутся затухающими, или вероятность того, что время до появления первой незатухающей цепочки делений (ПНЦД) превысит  $t$ , следовательно,

$$\lim_{t \rightarrow \infty} P_0^{(0)}(t) = P_0^{(0)}(\infty)$$

есть вероятность того, что незатухающие цепочки делений не возникнут за конечное время.

Если  $P_0^{(0)}(\infty) = 0$ , то можно говорить о распределении времени до появления ПНЦД. Оно задается функцией распределения  $F(t) = P\{\tau \leq t\} = 1 - P_0^{(0)}(t)$ . Если  $P_0^{(0)}(\infty) \neq 0$ , то следует говорить об условном распределении этого времени, при условии, что ПНЦД возникла за конечное время. Это условное распределение задается отношением

$$[1 - P_0^{(0)}(t)] / [1 - P_0^{(0)}(\infty)].$$

Таким образом, для плотности распределения времени до появления ПНЦД справедлива формула

$$f(t) = \begin{cases} SQ_n^{(1)}(t)e^{-S\gamma(t)}, & P_0^{(0)}(\infty) = 0; \\ \frac{SQ_n^{(1)}(t)}{1 - P_0^{(0)}(\infty)}e^{-S\gamma(t)}, & P_0^{(0)}(\infty) \neq 0. \end{cases} \quad (6)$$

Согласно формулам (3) и (6), поведение функций  $P_0^{(0)}(t)$  и  $f(t)$  во времени, а следовательно, характер распределения времени до появления ПНЦД (в том числе и в асимптотическом случае при  $t \rightarrow \infty$ ) полностью определяется функцией  $\gamma(t)$ . Эта функция зависит от вероятностей  $Q_n^{(1)}(0)$  и  $Q_n^{(2)}(0)$  продолжения ветвящегося процесса в «идеальном» реакторе, являющихся решениями системы уравнений (4) с начальными условиями (5).

Исследование асимптотического поведения функций  $Q_n^{(1)}(t)$  и  $Q_n^{(2)}(t)$  при  $t \rightarrow \infty$  дает представление о некоторых важных физических особенностях ветвящегося процесса рождения и гибели нейтронов в ядерном реакторе. Согласно теории ветвящихся процессов (см. [2]), вероятности

$$q_B^{(1)} = 1 - q_n^{(1)} = \lim_{t \rightarrow \infty} Q_B^{(1)}(t)$$

и

$$q_B^{(2)} = 1 - q_n^{(2)} = \lim_{t \rightarrow \infty} Q_B^{(2)}(t)$$

есть компоненты вектора  $q_B = \{q_B^{(1)}, q_B^{(2)}\}$ , который является корнем системы уравнений

$$\begin{aligned} \rho^{(1)}(\Pi^{(1)}, \Pi^{(2)}) &= 0, \\ \rho^{(2)}(\Pi^{(1)}, \Pi^{(2)}) &= 0, \end{aligned}$$

где  $\rho^{(i)}(s)$  – введенные в части 1 этой работы производящие функции плотностей вероятностей перехода изучаемого ветвящегося процесса.

Следовательно,  $q_B^{(1)}$  и  $q_B^{(2)}$ , а соответственно, и предельные вероятности  $q_n^{(1)}$ ,  $q_n^{(2)}$  могут быть найдены из системы уравнений

$$\begin{aligned} 1 - \pi - q_B^{(1)} + \pi \sum_{v=0}^N r(v) [(1-\beta)q_B^{(1)} + \beta q_B^{(2)}]^v &= 0, \\ q_B^{(1)} - q_B^{(2)} &= 0. \end{aligned}$$

Отсюда следует, что  $q_B^{(1)} = q_B^{(2)}$  и, соответственно,  $q_n^{(1)} = q_n^{(2)}$ , т.е. вероятность появления незатухающих цепочек делений за конечное время не зависит от того, с какой частицы (типа  $T_1$  или типа  $T_2$ ) начался ветвящийся процесс в «идеальном» реакторе. Подстановка решения второго уравнения в первое приводит к нелинейному уравнению для  $q_B^{(1)}$

$$1 - \pi - q_B^{(1)} + \pi \sum_{v=0}^N r(v) [q_B^{(1)}]^v = 0, \quad (7)$$

где  $\pi = k / \bar{v}$  – отношение коэффициента размножения к среднему числу вторичных нейтронов, появляющихся при одном акте деления.

Следовательно, вероятность появления незатухающих цепочек делений за конечное время не зависит от доли запаздывающих нейтронов  $\beta$  и времени жизни мгновенных

нейтронов  $L$ , а определяется только коэффициентом размножения  $k$  и распределением  $r(v)$  полного числа вторичных нейтронов при делении.

Очевидным корнем уравнения (7) является  $q_b^{(1)} = 1$ . В работе [2] доказано, что если у уравнения (7) существует еще один, отличный от единицы, корень  $0 \leq q_b^{(1)} < 1$ , то он единственен и является искомой вероятностью  $q_b^{(1)}$ . В этом случае ветвящийся процесс называется *невырождающимся*. Если другого корня, кроме очевидного  $q_b^{(1)} = 1$ , не существует, то ветвящийся процесс называется *вырождающимся*.

Анализ уравнения (7) показывает, что единственное решение  $0 \leq q_b^{(1)} < 1$ , кроме очевидного, существует только при  $k > 1$ .

В самом деле, используя факториальные моменты распределения  $r(v)$  и учитывая, что  $\pi = k/\bar{v}$ , уравнению (7) можно придать более удобный для последующего анализа вид

$$q_n^{(1)} \left\{ 1 + \frac{k}{\bar{v}} \sum_{l=1}^N (-1)^l \frac{\gamma_l}{l!} \left[ q_n^{(1)} \right]^{l-1} \right\} = 0, \quad \text{где } \gamma_l = \sqrt{\bar{v}(\bar{v}-1)\dots(\bar{v}-l+1)}. \quad (7')$$

Здесь  $\gamma_l$  – факториальный момент  $l$ -го порядка распределения  $r(v)$ . Из уравнения (7') выделяется очевидное решение  $q_n^{(1)} = 0$  ( $q_b^{(1)} = 1$ ), а единственное неочевидное решение  $q_b^{(1)} \neq 1$  может быть получено приравниванием нулю содержимого фигурных скобок. После ряда преобразований это равенство для  $q_b^{(1)} \neq 1$  принимает вид

$$\frac{k-1}{k} = \frac{1}{\bar{v}(1-q_b^{(1)})} \left\{ \sum_{v=0}^N r(v) \left[ q_b^{(1)} \right]^v + \bar{v} - 1 \right\}.$$

Поскольку  $\bar{v} > 1$ ,  $0 \leq r(v) < 1$  и, по определению,  $0 \leq q_b^{(1)} \leq 1$ , то для существования  $q_b^{(1)} \neq 1$  требуется, чтобы правая часть полученного равенства была положительна. Тогда из левой части равенства следует, что для  $k$  должно выполняться неравенство  $k > 1$ .

Таким образом, в подкритическом и критическом «идеальных» реакторах ( $k \leq 1$ ) не затухающие цепочки делений не могут возникнуть за конечное время с вероятностью единица. В надкритическом «идеальном» реакторе эти цепочки возникают за конечное время с вероятностью  $q_n^{(1)} = 1 - q_b^{(1)} \neq 0$ .

Из уравнения (7) видно, что в предположении малости неочевидного решения  $q_n^{(1)}$  (близости  $q_b^{(1)} \neq 1$  к единице) для его оценки достаточно оставить малое число слагаемых в сумме (например, до степени  $q_n^{(1)} \leq 2$ ), т.е. оценивать неочевидное решение  $q_n^{(1)}$ , например, по формуле

$$q_n^{(1)} \approx \frac{k-1}{k} \sqrt{\frac{\bar{v}(\bar{v}-1)}{2\bar{v}}}. \quad (8)$$

Требуется оценить качество такого «квадратичного» приближения.

На рисунке 1 приведены результаты расчетов по уравнению (7) зависимости  $q_b^{(1)}$  от величины  $k$  для реактора с ураном-235 ( $\bar{v} = 2.47$  [4]) и результаты приближенных оценок по формуле (8).

Данные рисунка приводят к трем утверждениям.

1. Даже при максимально достижимом  $k = 2.47$  величина  $q_b^{(1)} \neq 0$ . Это является следствием того, что  $r(0) \neq 0$ , т.е. при делении может не выделиться ни одного нейтрона с отличной от нуля вероятностью.

2. При значениях  $k$  близких к единице, но превышающих ее (реально при  $k \geq 1 + \alpha\beta$ , где  $0 < \alpha \leq 10$ ,  $\beta \approx 0.0065$ ), вероятность  $q_b^{(1)}$  достаточно высока, например, даже при  $k = 1.1$ , т.е. при надкритичности больше, чем  $10\beta$ ,  $q_b^{(1)} \approx 0.9$ . Физически это, например,

означает, что из десяти одинаковых «идеальных» реакторов с надкритичностью  $10\beta$ , в которых полностью исключено влияние внешних источников нейтронов, после начала ветвящегося процесса в среднем только в одном возникнет ПНЦД за конечное время. В остальных девяти такая цепочка делений никогда не возникнет. Таким образом, мы пришли к неочевидному, а может быть даже парадоксальному выводу: *в реакторе без постороннего источника нейтронов начавшийся с одного нейтрона (или предшественника запаздывающих нейтронов) процесс деления может прекратиться за конечное время с большой вероятностью даже при большой надкритичности ( $\approx 10\beta$ )*.

3. «Квадратичное» приближение всегда завышает оценку вероятности прекращения ветвящегося процесса за конечное время, причем, это завышение существенно при больших  $k$  и приемлемо при надкритичностях примерно не более  $10\beta$ .

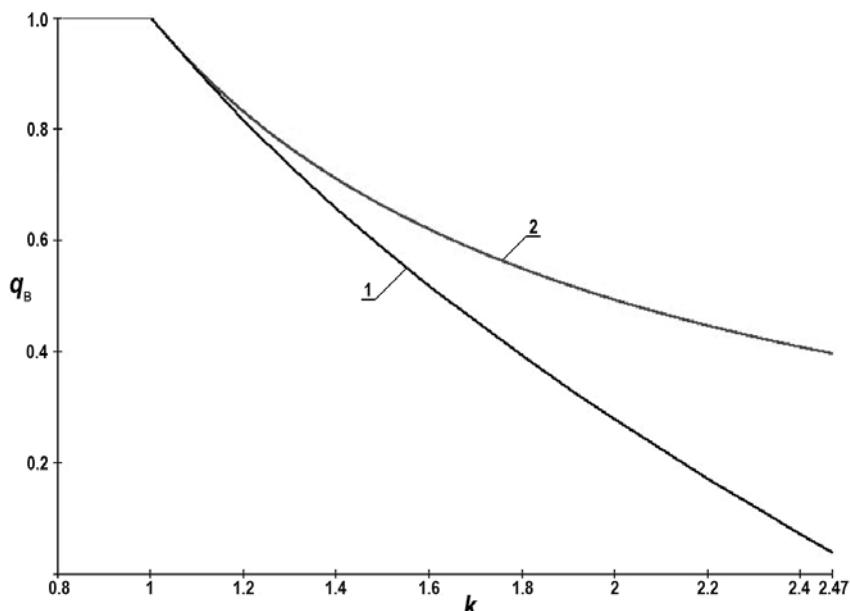


Рис. 1. Вероятность вырождения ветвящегося процесса: 1 – корни уравнения (7); 2 – «квадратичное» приближение по уравнению (8), модель Хансена

Почему же в реальных реакторах все-таки поддерживается цепная реакция деления при  $k \leq 1$ , и даже могут возникать ядерные аварии при  $k > 1$ ? Дело в том, что в любом реальном реакторе всегда присутствуют посторонние источники нейтронов (естественный фон, спонтанные деления, нейтроногенерирующие материалы, специально установленные источники и т.п.), следовательно, в реальном реакторе всегда интенсивность источника  $S \neq 0$ .

Для того, чтобы понять, что же происходит, вернемся к вероятности  $P_0^{(0)}(t)$ , для которой получена формула (3), и распределению  $f(t)$  времени  $t$  до появления ПНЦД, для которого получена формула (6). Пусть случайное событие  $A_i$  состоит в том, что в результате попадания  $i$ -го нейтрона источника в реакторе возникают цепочки делений. В случае, когда  $P_0^{(0)}(\infty) \neq 0$ , все цепочки делений на интервале времени  $[0, \infty)$  могут оказаться затухающими с вероятностью  $P_0^{(0)}(\infty)$ . Физически это означает, что если после появления в реакторе очередного  $i$ -го нейтрона источника возникшие цепочки делений прекратили свое существование, то после появления последующего  $i+1$ -го нейтрона источника цепочки делений могут вообще не возникнуть с вероятностью  $P_0^{(0)}(\infty)$ . Согласно работе [5], здесь мы имеем дело с возможностью обрыва потока событий  $A_i$  ( $i = 1, 2, \dots, \infty$ ). В этом случае общее число событий  $A_i$  ко-

нечно и имеет геометрическое распределение.

При достаточно большой интенсивности источника  $S$  вероятность  $P_0^{(0)}(\infty)$  очень мала, и общее число событий  $A_i$  в случае обрыва потока, хотя и конечно, очень велико. При  $P_0^{(0)}(\infty) = 0$  обрыва потока событий  $A_i$  не происходит с вероятностью единица, и процесс деления может продолжаться бесконечно долго. Распределение времени между появлением событий  $A_i$  в обоих случаях задается формулой (6). При этом нужно помнить, что в случае  $P_0^{(0)}(\infty) \neq 0$  это распределение условно относительно обрыва потока событий. При постоянном источнике нейтронов (пусть даже малой интенсивности  $S$ ) и при  $P_0^{(0)}(\infty) \neq 0$  после очередного потока событий  $A_i$  по мере поступления в реактор новых нейтронов источника с вероятностью  $1 - \exp(-St)$  через время  $t$  возобновляется новый поток этих событий. И так процесс деления может продолжаться бесконечно долго.

В соответствии с формулой (3) и определением функции  $\gamma(t)$ , асимптотическое поведение при  $t \rightarrow \infty$  вероятности  $P_0^{(0)}(t)$  полностью определяется полученными предельными вероятностями  $q_v^{(1)}$  и  $q_n^{(1)}$  вырождения и продолжения ветвящегося процесса соответственно. Так, в случае  $k \leq 1$ ,  $q_n^{(1)} = 0$ . Следуя работе [2], нетрудно показать, что  $Q_n^{(1)}(t) \rightarrow 1/t^{1+\delta}$  при  $t \rightarrow \infty$ , причем  $\delta > 0$ , когда  $k < 1$ , и  $\delta = 0$ , когда  $k = 1$ .

Тогда асимптотическое поведение функций  $\gamma(t)$  и  $P_0^{(0)}(t)$  при  $t \rightarrow \infty$  таково: при  $k < 1$   $\gamma(t) \rightarrow C$  и  $P_0^{(0)}(\infty) = \exp(-SC) \neq 0$ ; при  $k = 1$   $\gamma(t) \rightarrow \ln t$  и  $P_0^{(0)}(\infty) = 0$ . В случае, когда  $k > 1$ ,  $q_n^{(1)} \neq 0$  и при  $t \rightarrow \infty$   $P_0^{(0)}(t) \rightarrow \exp(-Sq_n^{(1)}t)$ , т.е.  $P_0^{(0)}(\infty) = 0$ .

Таким образом, в реальном реакторе со всегда имеющимся посторонним источником нейтронов цепная реакция деления в общих чертах протекает следующим образом. При  $k < 1$  цепочки делений конечны с вероятностью единица, и возникают «цугами». Распределение времени между моментами появления цепочек делений внутри цуга определяется интенсивностью источника  $S$  и вероятностью продолжения ветвящегося процесса  $Q_n^{(1)}(t)$ . Распределение времени между цугами определяется только интенсивностью источника  $S$ . При  $k \geq 1$  цепочки делений возникают равномерно во времени, причем, в случае  $k = 1$  все они конечны с вероятностью единица.

Как и в работе [6], определим вероятность возникновения ядерной аварии к моменту времени  $t$  как вероятность  $1 - P_0^{(0)}(t)$  возникновения ПНЦД в интервале времени  $[0, t]$  при условии, что к моменту времени  $t = 0$  в реакторе *несанкционированно* реализовались такие условия размножения, что  $k > 1$  при  $t \geq 1$ . Согласно изложенному, эта вероятность определяется интенсивностью источника нейтронов  $S$  и вероятностью  $Q_n^{(1)}(t)$  продолжения ветвящегося процесса после момента времени  $t$ , если он начался с одного нейтрона.

Чтобы вычислить вероятность возникновения ядерной аварии, необходимо решить систему нелинейных дифференциальных уравнений (4) с переменными коэффициентами (если  $k$  зависит от  $t$ ) с начальными условиями (5). Решение этой системы представляет определенные вычислительные трудности, поэтому требуются ее разумные приближения. Например, можно пренебречь запаздывающими нейтронами (положить  $\beta = \lambda = 0$ , а соответственно,  $Q_n^{(2)}(t) = 0$ ). Тогда система уравнений (4) трансформируется в одно нелинейное дифференциальное уравнение для  $Q_n^{(1)}(t)$ , которое (с использованием факториальных моментов  $\gamma_l$  распределения  $r(v)$ ) удобно записать в виде

$$\frac{dQ_n^{(1)}}{dt} = \frac{1}{L} \left\{ \frac{k}{v} \left[ 1 - \sum (-1)^l \frac{\gamma_l}{l!} (Q_n^{(1)})^l \right] - Q_n^{(1)} \right\}. \quad (9)$$

Начальное условие остается прежним:

$$Q_n^{(1)}(0) = 1. \quad (10)$$

Дальнейшее упрощение можно провести, например, пренебрегая высокими степенями в сумме правой части уравнения (9), если есть уверенность, что  $Q_n^{(1)}(t)$  не слишком велико. В силу начального условия, это можно сделать, если достаточно знать решение  $Q_n^{(1)}(t)$  при больших  $t$ .

## АНАЛИЗ МОДЕЛИ ХАНСЕНА

Модель Хансена [6] широко применялась для оценок вероятностей ядерных аварий в радиохимических производствах [7], а также при обосновании физических характеристик импульсных ядерных реакторов [8]. В ней существенно используются распределение  $f(t)$  времени до ПНЦД и моменты этого распределения. Как видно из формулы (6), полученное здесь распределение существенно отличается от такого же распределения, полученного Хансеном. В модели Хансена никак не учитывается возможность остановки ветвящегося процесса, поэтому по его модели

$$f(t) = S \cdot Q_n^{(1)}(t) \cdot \exp\{-S\gamma(t)\}.$$

Для оценок вероятностей ядерной аварии и моментов распределения времени до возникновения ядерной аварии при  $k \geq 1$  это выражение справедливо. Однако следует помнить, что при  $k < 1$  полных моментов распределения времени до появления ПНЦД не существует, а можно говорить только об условных моментах этого распределения при условии, что ПНЦД появится за конечное время. Вероятность этого события есть  $1 - P_0^{(0)}(\infty)$  и очень мала при малом  $S$ .

Рассмотрим уравнение (9) с начальным условием (10). Допустим, при достаточно больших  $t$  значения  $Q_n^{(1)}(t)$  настолько малы, что можно в сумме правой части уравнения оставить только степени  $Q_n^{(1)}(t)$  не выше второй. Тогда оценку  $Q_n^{(1)}(t)$  можно сделать по уравнению

$$\frac{dQ_n^{(1)}}{dt} = \frac{k-1}{L} Q_n^{(1)} - \frac{k}{L} \frac{\sqrt{(\nu-1)}}{2\nu} \left[ Q_n^{(1)} \right]^2$$

с начальным условием (10). Видно, что это уравнение и соотношение (8) для оценки предельной вероятности  $q_n^{(1)}$  полностью идентичны результатам, полученным по модели Хансена.

Таким образом, модель Хансена

- является «квадратичным» приближением построенной здесь общей модели ветвящегося процесса для оценки вероятности возникновения ядерной аварии;
- справедлива для малых значений вероятности продолжения ветвящегося процесса, т.е. для достаточно больших времен после реализации условий ( $k > 1$ ) возникновения ядерной аварии;
- завышает оценки вероятности прекращения ветвящегося процесса, а соответственно, занижает оценки вероятности возникновения ядерной аварии (см. рис.1).

Поскольку ядерные аварии – быстропротекающие процессы, и оценки вероятности их возникновения должны проводиться с запасом, то становится ясно, что оценки вероятности возникновения ядерной аварии предпочтительнее проводить по построенной здесь общей модели.

## 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.

## ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

---

2. Севастьянов Б.А. Ветвящиеся процессы. – М.: Наука, 1971.
3. Судэк Г. Проблемы кинетики реактора. В сб. Теория ядерных реакторов. – М.: Госатомиздат, 1963.
4. Уриг Р. Статистические методы в физике ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974.
5. Гнеденко Б.В., Коваленко И.Н. Введение в теорию массового обслуживания. – М.: Наука, 1966.
6. Hansen G.E. Assembly of Fissionable Material in the Presence of a Weak Neutron Source // Nucl. Sci. Eng. 1960. Vol. 8, pp. 709-719.
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. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1976.

Поступила в редакцию 24.09.2013 г.

### Автор

Волков Юрий Васильевич, доктор техн. наук, профессор  
E-mail: yuvolkov@iate.obninsk.ru

## STOCHASTIC THEORY OF ZERO POWER NUCLEAR REACTORS. PART 2. PROBABILITY OF DEGENERATION FOR A BRANCHING PROCESS AND SOME ISSUES OF ESTIMATING THE PROBABILITY OF A NUCLEAR ACCIDENT

Volkov Yu.V.

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

### ABSTRACT

A formula has been derived to estimate the degeneration probability in which the conditional probability that the fission process will not stop by the time  $t$  is determined by using a system of non-linear differential equations presented in the paper. It follows from the formula that whatever the breeding ratio, a branching process with a probability of one will never arise in a nuclear reactor without an external excitation.

A general relationship has been found for an asymptotic value of probability that the fission process will stop in the nuclear reactor. It has been shown that Hansen's model is a quadratic approximation of the general model and always overestimates this probability.

The paper presents a theoretical analysis which shows that Hansen's model underestimates the probability of a nuclear accident as compared to the estimates derived by using the general model presented in the paper.

**Key words:** branching process, degeneration probability, neutron population, uncontrolled reactor power excursion due to prompt neutrons, nuclear accident, model, fission process, self-sustaining fission chain reaction.

### REFERENCES

1. Volkov Yu. V. *Stohasticheskaja teorija jadernyh reaktorov nulevoj moshhnosti. Chast' 1. Fizicheskaja i matematicheskaja modeli* [Stochastic Theory of Zero Power Nuclear Reactors. Part 1. Physical and Mathematical Models]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya rnergetika*. 2013, no.4, pp. 127-134.
2. Sevast'yanov B. A. *Vetyvashhiesja processy* [Branching Processes]. Moscow, Nauka Publ., 1971. (in Russian)
3. Sudek G. *Problemy kinetiki reaktora. V sb. Teorija jadernyh reaktorov* [Aspects of Reactor Kinetics. In Reactor Theory] Moscow, Gosatomizdat Publ., 1963. (in Russian)
4. Uhrig R. *Statisticheskie metody v fizike jadernyh reaktorov* [Statistical Methods in Reactor Physics]. Moscow, Atomizdat Publ., 1974. (in Russian)
5. Gnedenko B. V., Kovalenko I. N. *Vvedenie v teoriju massovogo obsluzhivanija* [Introduction to Queueing Theory]. Moscow, Nauka Publ., 1966. (in Russian)
6. Hansen G.E. Assembly of Fissionable Material in the Presence of a Weak Neutron Source. *Nucl. Sci. Eng.* 1960, v. 8, pp. 709-719.
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. Shabalin E.P. *Impul'snye reaktory na bystryh nejtronah* [Fast Neutron Pulsed Reactors]. Moscow, Atomizdat Publ., 1976. (in Russian)

### Author

Volkov Yurij Vasil'evich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)  
E-mail: yuvolkov@iate.obninsk.ru

# ВЛИЯНИЕ СТАТИСТИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПУЧКА ТВЭЛОВ ТВС НА ОЦЕНКУ ТЕМПЕРАТУРНОГО РЕЖИМА АКТИВНОЙ ЗОНЫ БЫСТРОГО НАТРИЕВОГО РЕАКТОРА

**Б.Б. Тихомиров, В.М. Поплавский**

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

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



Применительно к быстрым натриевым реакторам проанализированы различные модели пучка твэлов, используемые при расчетах температуры теплоносителя и оболочки топливных элементов внутри ТВС. Отмечены недостатки существующих моделей. Предложена модель пучка, основанная на экспериментальном исследовании реального размещения твэлов внутри чехла ТВС. Показаны ее возможности и преимущества перед консервативными моделями исходя из необходимости повышения достоверности оценки рабочей температуры оболочек твэлов.

**Ключевые слова:** реакторы типа БН, тепловыделяющая сборка, модели пучка твэлов, расчет температуры оболочки, модель с учетом статистики, межканальный обмен.

## ВВЕДЕНИЕ

Теплогидравлический режим работы активной зоны реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН) проектируется так, чтобы температура оболочки наиболее напряженных тепловыделяющих элементов (твэлов) в процессе эксплуатации не превышала заданной проектной величины. Эта величина обусловлена и определяется прочностными свойствами используемого для оболочки материала.

Весьма часто стремление улучшить термодинамические характеристики разрабатываемых проектов энергоблоков с быстрыми натриевыми реакторами приводит к повышению температуры теплоносителя на выходе из активной зоны (АЗ), а следовательно, к увеличению рабочей температуры оболочки твэлов. При этом, как правило, рассматриваемые температурные режимы энергоблока связаны с достижением допустимых температурных пределов работоспособности выбранных материалов.

В связи с этим становится весьма актуальной задача оптимизации расчетных методов определения температуры теплоносителя и оболочки твэла для повышения достоверности получаемых результатов.

Обычно детальный тепловой расчет проводится для наиболее напряженных ТВС активной зоны и боковой зоны воспроизводства. Внутри ТВС АЗ наиболее высокую температуру имеет основная масса топливных элементов центральной области.

В инженерной практике максимальная температура на внутренней поверхности оболочки твэла  $t_{ob}^{max}$  может быть найдена как суперпозиция температуры теплоносителя на входе в реактор  $t_{bx}$ , среднего по окружающим твэл каналам подогрева теплоносите-

© Б.Б. Тихомиров, В.М. Поплавский, 2014

ля  $\Delta t_{th}^H$  на длине АЗ (с учетом нижнего торцевого экрана) в наиболее энергонапряженном участке ТВС, температурных перепадов на границе с оболочкой  $\Delta t_a$ , по периметру  $\Delta t_j$  и толщине оболочки  $\Delta t_{ob}$ , а также возможного увеличения температуры  $\delta t_{\phi p}$  за счет случайных отклонений определяющих параметров от номинальных значений:

$$t_{ob}^{\max} = t_{bx} + \Delta t_{th}^H + \Delta t_a + \Delta t_j + \Delta t_{ob} + \delta t_{\phi p}. \quad (1)$$

Температурные разности, входящие в выражение (1), представляют собой функции большого числа конструкционных и эксплуатационных параметров данной ТВС и АЗ в целом. Истинные значения каждого из этих параметров в условиях реактора точно не известны. Заданы лишь их номинальные значения  $x_n$  и возможные максимальные отклонения  $\pm \delta x$  от номинальных значений. В практике тепловых расчетов реакторов отклонения параметров принято характеризовать коэффициентами, называемыми факторами перегрева. Фактор перегрева  $F_i$  – это случайная величина, характеризующая максимальное относительное отклонение параметра  $x_i$ , определяющего температуру или перепад, от номинального значения:  $F_i = \delta x_i / x_n$ . Отклонения от своих номинальных значений всех случайных компонентов выражения (1) суммируются, обуславливая общий перегрев оболочки твэла  $\delta t_{\phi p}$ .

В реакторах БН температура теплоносителя играет определяющую роль в формировании температурного поля оболочек твэлов. Термические перепады от теплоносителя до внутренней поверхности оболочки малы по сравнению с подогревом натрия по длине АЗ (230 – 250 °C) и в сумме не превышают 30 – 40 °C. В то же время именно вычисление наибольшего номинального подогрева  $\Delta t_{th}^H$  внутри ТВС, а также оценка величины его возможного отклонения  $\delta(\Delta t_{th})$  от номинала под влиянием случайных причин наиболее неоднозначны и вносят основную неопределенность в величину общей погрешности вычисления температуры оболочки, представленной выражением (1).

Действительно, номинальный среднесмешанный подогрев натрия в топливной сборке легко вычисляется исходя из заданных значений мощности ТВС и расхода через нее. Однако распределение локальных расходов и, соответственно, подогревов в каналах по сечению пучка твэлов полностью зависит от того, как эти твэлы размещаются внутри чехла ТВС. Исследованию этой проблемы и посвящена данная работа.

## РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ ПУЧКА ТВЭЛОВ

Как правило, тепловыделяющие сборки быстрых реакторов конструктивно выполнены в виде шестигранного чехла с приваренными по концам хвостовиком и головкой. Твэлы закреплены в нижней части чехла и располагаются внутри по треугольной решетке. Дистанционирование твэлов между собой чаще всего осуществляется круглой проволокой, по спирали навитой на оболочку.

В любой ТВС имеет место гарантированный технологический (так называемый теоретический сборочный) зазор  $2\delta_t$  между плотно сжатым пучком топливных элементов и противоположными стенками чехла. Его минимальная величина может быть оценена с учетом суммы плюсовых допусков оболочек твэлов в размере сжатого пучка и минусового допуска на внутренний размер чехла. Указанный зазор необходим для обеспечения собираемости ТВС.

Для более равномерного распределения температуры по периметру оболочки твэлов, прилегающих к чехлу, в пристенные каналы могут быть помещены вытеснители в виде круглой проволоки. С этой же целью для дистанционирования периферийных твэлов вместо круглой проволоки используется эллиптическая лента половинной толщины, позволяющая уменьшить размер пристенных каналов.

При теплогидравлических расчетах ТВС требуется знание величины проходных се-

чений каналов, окружающих топливные элементы. Наличие сборочного зазора вносит неопределенность в расчетную внутрикассетную геометрию пучка.

При проектировании быстрых реакторов используются различные гипотезы относительно размещения твэлов в чехле ТВС в пределах допустимых смещений топливных элементов, в той или иной мере отражающие возможную реальность и меняющиеся в зависимости от степени проработанности проекта и уровня оптимизации теплотехнических параметров реактора:

- модель раздвинутого пучка – пристенные твэлы касаются чехла дистанционирующей лентой, все остальные равномерно размещены по сечению в узлах правильной треугольной решетки, образуя расчетные каналы номинальной площадью  $\Omega_p$  [1, 2];

- модель распределенных зазоров, в которой сборочный зазор (начиная от стенок чехла) равномерно распределяется по сечению пучка, твэлы стоят в узлах правильной треугольной решетки; расчетная номинальная площадь каналов  $\Omega_p$  немного меньше предыдущей [3, 4];

- модель сжатого пучка с соосным размещением по всей длине чехловой трубы пучка твэлов, плотно сжатых до соприкосновения дистанционирующей проволоки с оболочкой соседнего элемента; каналы имеют минимально возможную площадь  $\Omega_p^{\min}$  в качестве расчетной [5, 6];

- модель с переменными по высоте зазорами, в которой предполагается, что в нижней части твэлов до начала АЗ реализован пучок с распределенными зазорами, а на длине АЗ за счет теплового прогиба твэлов происходит постепенное уменьшение среднего шага до образования плотно сжатого пучка в верхней плоскости АЗ. При этом в пучке сохраняется правильная треугольная решетка стержней, обеспечивающая каналы одинакового размера в любом поперечном сечении ТВС.

В связи с тем, что изменение размеров каналов вдоль АЗ очень мало (0,6 % на длине 10 см), а в поперечных сечениях ТВС каналы идентичны, в пучке отсутствует осевой межканальный тепло-массообмен. Пучок становится практически равнозначным плотно сжатому пучку, и в представленной работе не рассматривается.

В предположении изолированности каналов (что идет в запас расчета) при неизменном среднем подогреве теплоносителя в ТВС ( $\Delta t_{\text{ТВС}}^c$ ) в табл. 1 (столбцы 1 – 3) приведены результаты оценки величины номинального подогрева теплоносителя  $\Delta t_{\text{TH}}$  в треугольных каналах ТВС типа БН-800 для упомянутых моделей пучка.

Таблица 1  
**Оценка номинального подогрева теплоносителя в ТВС реактора типа БН-800 при использовании различных моделей пучка твэлов**

	Модель пучка			
	1	2	3	4
	Раздвинутый	Распределенные зазоры	Сжатый	Статистический
$t_{\text{bx}}$ , °C	354			
$\Delta t_{\text{ТВС}}^c$ , °C	232			
$\Delta t_{\text{TH}}$ , °C	246	252	283	266
$\Delta t_{\text{TH}}/\Delta t_{\text{ТВС}}^c$	1,06	1,086	1,22	1,146

Как следует из таблицы, для двух крайних случаев (раздвинутый и плотно сжатый пучки) разница подогревов и, соответственно, номинальных температур оболочки составляет 37 °C. Это очень существенная величина, если проектный режим работы твэлов близок к предельно допустимому температурному уровню. При этом речь идет о

твэлах центральной области ТВС, окруженных треугольными каналами, в которых, как правило, наблюдается максимальный подогрев теплоносителя. Принимается также, что градиент энерговыделения по радиусу ТВС отсутствует.

Кроме вычисления номинальных температур возникают проблемы и с упомянутым выше расчетом величины возможного перегрева оболочки от воздействия случайных факторов, в первую очередь, теплогидравлических. Проблемы обусловлены неопределенностью пределов возможного нарушения регулярной решетки пучка топливных стержней, приводящего к изменению расчетного режима течения теплоносителя особенно в пристенных каналах ТВС.

Все перечисленные модели по определению статичны, поскольку в них не предполагается случайное рассеивание размеров каналов относительно некоторой средней величины. А естественное желание как-то распорядиться исходным сборочным зазором (особенно в сжатой модели) приводит к стремлению произвольно сдвинуть отдельные твэлы в пределах возможных смещений, вызывая тем самым изменение расчетных размеров каналов (как один из факторов перегрева). Эти сдвиги очень субъективны и никак не обоснованы.

В существующих расчетных методиках [6 – 8] перегрев под воздействием случайных факторов пропорционален температуре или перепаду температуры, к которому он относится. Поэтому в соответствии с выражением (1) все перегревы пропорциональны перепадам, имеющим место на выходе из АЗ, в том числе и наибольшему номинальному подогреву теплоносителя. Чем больше подогрев, тем больше перегрев при прочих равных условиях.

Учитывая вышесказанное, отметим, что статичные модели пучка не дают возможности в полной мере учесть реальное влияние межканального тепломассообмена (МКО) на выравнивание температуры теплоносителя по длине АЗ в силу идентичности размеров каналов и их теплогидравлических характеристик (по условию). В регулярной решетке этот процесс будет эффективно проявляться лишь на периферии топливной сборки, где присутствуют каналы разного типа, выравнивая градиент температуры двух–трех рядов твэлов, но дальше в центр его влияние не распространяется [9].

## МОДЕЛЬ ПУЧКА С УЧЕТОМ СТАТИСТИКИ

Существующие противоречия в значительной мере устраняет разработанная в ГНЦ РФ-ФЭИ модель пучка, в которой размеры проходных сечений каналов вычисляются на основе результатов экспериментального изучения характера расположения твэлов в чехлах необлученных тепловыделяющих сборок [9, 10].

Для создания модели пучка с учетом статистики (далее – статистическая модель) использовались макетные ТВС быстрых реакторов БН-350 и БН-600 с измеренными в каждой сборке размерами оболочек твэлов и шестиугольного чехла. Сборочный зазор в ТВС был разный – вплоть до максимальной величины  $2\delta_t = 2,9$  мм.

Чехол ТВС зашивался эпоксидным компаундом для фиксации тепловыделяющих элементов от смещения, затем разрезался поперек на большое число частей. В каждом разрезе измерялось взаимное расположение всех твэлов пучка и вычислялись значения проходных сечений  $\Omega_i$  каждого канала.

Исследования показали, что формирование размеров каналов в пучке при изготовлении ТВС является случайным процессом. Тепловыделяющие элементы, имеющие некоторую радиальную свободу перемещения, под действием ряда причин изгибаются, сдвигаются в пределах возможного зазора, тем самым не образуя идеальную решетку стержней. В результате этих смещений размеры проходных сечений каналов распределяются по радиусу и высоте сборок в соответствии с некоторыми статистическими закономерностями.

При обработке экспериментального материала обнаружилась корреляция между теоретическим  $\delta_t$  и некоторым фактическим (среднестатистическим)  $\delta_\phi$  сборочными зазорами, реализовавшимися в конкретных ТВС. Предполагая, что наличие зазоров в пучке объясняется упругими изгибными деформациями твэлов, связь между  $\delta_\phi$  и  $\delta_t$  аппроксимировали линейной зависимостью

$$\delta_\phi = 0,11 + 0,40\delta_t, \quad (2)$$

справедливой в исследованном интервале  $0,22 \text{ мм} \leq \delta_t \leq 1,45 \text{ мм}$ , что заведомо перекрывает диапазон вариации сборочного зазора в штатных ТВС реакторов типа БН-600, БН-800, составляющий  $0,27 \text{ мм} \leq \delta_t \leq 1,02 \text{ мм}$ .

Реальная (на основе экспериментов) модель пучка позволяет выделить в топливной сборке три типа каналов: треугольные каналы центральной области, треугольные каналы последнего ряда, примыкающие к пристенным твэлам, и пристенные прямоугольные каналы (рис. 1).

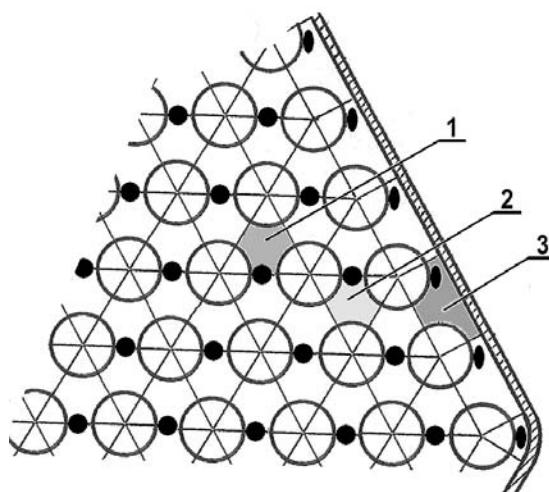


Рис. 1. Характерные каналы в поперечном сечении ТВС реакторов БН: 1 – треугольные каналы центральной области; 2 – треугольные каналы последнего ряда, примыкающие к пристенным твэлам; 3 – пристенные прямоугольные каналы

В расчетной модели используются значения усредненных по высоте твэла проходных сечений каналов  $\Omega_i^c$ . Математическое ожидание  $M(\Omega_i^c)$  совокупности сечений каналов каждого типа в пучке (генеральное среднее) обозначено как  $\Omega^{c\text{спк}}$ .

Представление экспериментальных результатов в виде размахов отклонений  $\Delta\Omega_i^c$  как разности размера  $i$ -го канала  $\Omega_i^c$  и минимальной, реализующейся в данной ТВС, величины  $\Omega^{c\text{ min}}$

$$\Delta\Omega_i^c = \Omega_i^c - \Omega^{c\text{ min}} \quad (3)$$

позволило аппроксимировать распределение существенно положительной случайной величины  $\Delta\Omega_i^c$  двухпараметрическим законом Вейбулла (рис. 2) с плотностью вероятности

$$\varphi(x) = (b/a) \cdot (x/a)^{b-1} \cdot \exp[-(x/a)^b], \quad (4)$$

где  $x = \Delta\Omega^c$  – случайная величина;  $a, b$  – параметры распределения.

Распределение Вейбулла было выбрано исходя из большой гибкости форм плотности вероятности при изменении определяющих параметров и удобства использования.

## КОЛИЧЕСТВЕННЫЕ СООТНОШЕНИЯ МОДЕЛИ

Расчетные зависимости получены из аппроксимации распределением Вейбулла двух видов относительных  $\Delta\Omega_i^{\text{отн}}$  характеристик каналов:

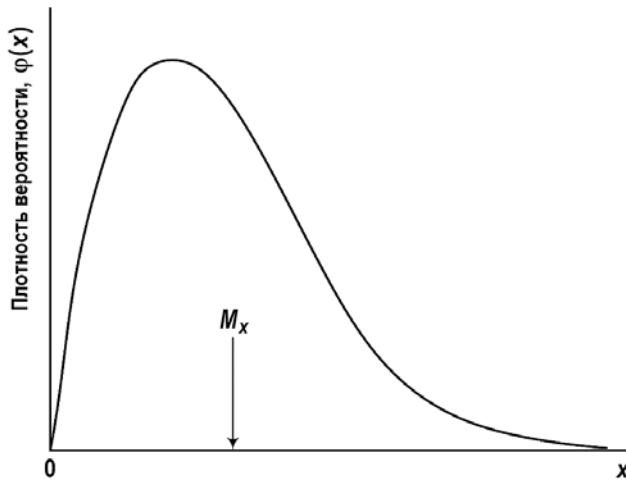


Рис. 2. График плотности вероятности распределения Вейбулла

$$\Delta\Omega_i^{\text{OTH}} = (\Omega_i^c - \Omega_p^{\min}) / W_p^{\min}; \quad (5)$$

$$\Delta\Omega_i^{\text{OTH}} = (\Omega_i^c - \Omega_c^{\min}) / W_p^{\min}. \quad (6)$$

Обработка статистики (5) для всех типов каналов позволила получить линейные зависимости среднего проходного сечения  $\Omega^{\text{СПК}}$  от величины сборочного зазора  $\delta_\phi$  в размernом виде, представленные в табл. 2 (величина зазора в мм, проходные сечения каналов в  $\text{мм}^2$ ). Зависимости справедливы в интервале  $0,20 \leq \delta_\phi \leq 0,70$  мм и имеют полосу разброса  $\pm (1,0 - 1,9)$  % для центральной и пристенной областей соответственно при 95 %-ой доверительной вероятности. Значения постоянных коэффициентов получены на основании аппроксимации экспериментальных данных.

Таблица 2

#### **Формулы для вычисления средних проходных сечений каналов различного типа**

Тип каналов	Расчетная формула
Треугольные центральной области	$\Omega^{\text{СПК}} = (0,212\delta_\phi + 0,986) \Omega_p^{\min}$
Треугольные последнего ряда	$\Omega^{\text{СПК}} = (0,314\delta_\phi + 0,964) \Omega_p^{\min}$
Прямоугольные пристенные	$\Omega^{\text{СПК}} = (0,812\delta_\phi + 0,958) \Omega_p^{\min}$

Из обработки статистики (6) для каждого типа каналов найдена зависимость между средним проходным сечением каналов  $\Omega^{\text{СПК}}$  и математическим ожиданием распределения Вейбулла:

$$\Omega^{\text{СПК}} = \Omega^c \min + M_x \Omega_p^{\min}, \quad (7)$$

где  $M_x = M(\Delta\Omega_i^{\text{OTH}})$  – математическое ожидание распределения.

Кроме того, все основные характеристики распределения Вейбулла (параметры  $a$ ,  $b$ ,  $M_x$  и среднее квадратическое отклонение  $\sigma_x$ ) были выражены через величину фактического сборочного зазора  $\delta_\phi$  для возможности вычисления плотности вероятности размеров каналов каждого типа. Взаимосвязь компонентов выражения (7) представлена на рис. 3.

Полученные закономерности модели пучка с учетом статистики позволяют представить тепловыделяющую сборку двояко в виде совокупности трех типов каналов:

- с постоянным для каждой группы средним проходным сечением  $\Omega^{\text{СПК}}$  (табл. 2);

– с проходными сечениями в каждой группе при средней величине  $\Omega^{c_{SPK}}$ , меняющейся в диапазоне от наименьшего размера  $\Omega^{c \min}$  до наибольшего  $\Omega^{c \max}$  по закону Вейбулла со своими параметрами распределения. Однако местоположение конкретного канала в группе не указывается.

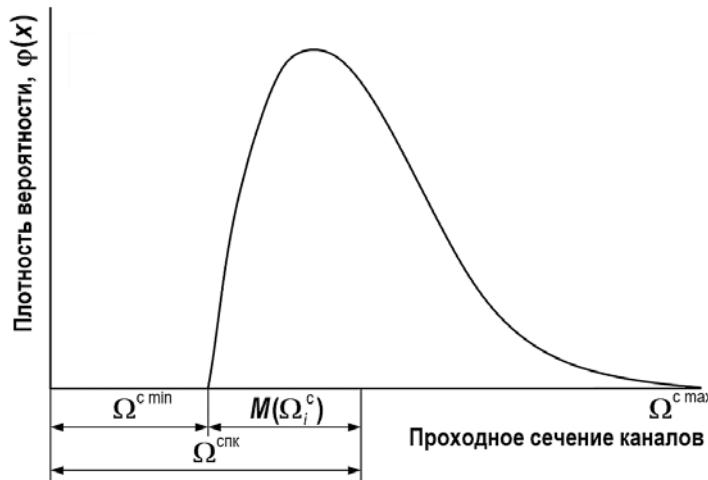


Рис. 3. Связь статистических характеристик проходных сечений каналов

Первый (среднестатистический) вариант (табл. 2) по сути аналогичен модели распределенных зазоров, но средние размеры каналов скорректированы в соответствии с величиной зазора на периферии ТВС. Он позволяет на всех этапах проектирования и эксплуатации реактора корректно вычислять номинальные значения подогрева теплоносителя  $\Delta t_{th}^H$  и, соответственно, температуры оболочек твэлов. Случайное отклонение подогрева от номинала за счет дисперсии размеров каналов можно учесть, используя в качестве одного из факторов перегрева рассеивание размеров каналов от средней  $\Omega^{c_{SPK}}$  до минимальной  $\Omega^{c \min}$  величины.

Второй вариант дает вероятностное распределение каналов по размерам (рис. 3), позволяя определить количество каналов, попадающих в тот или иной интервал проходных сечений. Такое представление пучка твэлов дает возможность помимо номинального значения подогрева ( $\Delta t_{th}^H$ ) вычислить его рассеивание за счет дисперсии размеров каналов и учесть при этом межканальный тепломассообмен, имеющий место при продольном движении натрия в пучке. Этот процесс существенно сглаживает различия подогревов в отдельных каналах, уменьшая в ТВС неравномерность температуры теплоносителя на выходе из АЗ по сравнению со случаем стандартного (см. первый вариант) вычисления перегрева натрия под влиянием дисперсии размеров каналов. Результаты такого сопоставления будут приведены ниже.

Поскольку положение каждого конкретного канала в пучке случайно, реализация модели состоит в многократном расчетном конструировании топливной сборки с использованием метода Монте-Карло (М-К) по заданным законам распределения размеров каналов.

Случайный размер проходного сечения канала записывается в виде

$$\Omega_i^c = \Omega^{c \min} + x \Omega_p^{c \min}, \quad (8)$$

где  $x = \Delta \Omega_i^{c \text{отн}}$  – случайная величина, распределенная по закону Вейбулла (4). Преобразовав  $x$  по соотношению

$$x = -a [\ln(1 - y)]^{1/b} \quad (9)$$

в случайную величину  $y$ , равномерно распределенную на интервале  $(0; 1)$ , находим случайный размер проходного сечения канала

$$\Omega_i^c = \Omega^{c \min} + \Omega_p^{\min} a [\ln (1 - y)^{-1}]^{1/b}. \quad (10)$$

Значения у разыгрывают с помощью генератора случайных чисел и получающимися по выражению (10) размерами проходных сечений построчно заполняют всю область топливной сборки, занятую каналами данного типа. Затем проводится теплогидравлический расчет ТВС. Многократное повторение операции позволяет получить основные статистические характеристики температурного поля теплоносителя для любого канала: математическое ожидание  $M(\Delta t_{i TH})$  и среднее квадратическое отклонение  $\sigma(\Delta t_{i TH})$ , используемые в дальнейших расчетах температуры оболочки твэлов с учетом факторов перегрева.

Оба варианта статистической модели дают одно и то же значение среднего подогрева теплоносителя  $M(\Delta t_{i TH}) = \Delta t_{TH}^H$  в каналах рассматриваемой группы (табл. 1, столбец 4), однако второй вариант демонстрирует рассеивание подогрева в соответствии с дисперсией размеров проходных сечений.

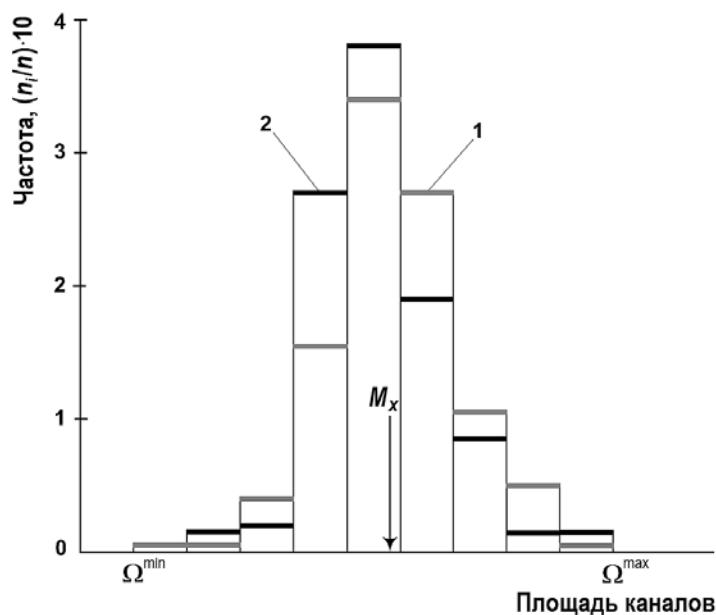


Рис. 4. Сопоставление гистограмм распределения площади треугольных каналов в базовом разрезе ТВС реактора «Феникс» (1) и в одном из разрезов макетной ТВС реактора БН-600 (2)

Статистический характер распределения размеров каналов в пучке подтвержден анализом поперечных разрезов облученной до выгорания 6,6% т.а. ТВС французского реактора «Феникс» [11]. Сравнение гистограмм площадей треугольных каналов в базовом (нераспухшем) сечении ТВС «Феникс» и в одном из сечений макетной ТВС БН-600, выполненное при одинаковом числе интервалов разбиения и совмещении математических ожиданий, представлено на рис. 4 без указания конкретных размеров каналов и показало хорошее совпадение результатов по характеру распределения. Гистограмма распухшей части пучка ТВС «Феникс» показывает небольшое уменьшение математического ожидания и увеличение примерно в два раза разброса площадей каналов.

Кроме того, прямыми измерениями температуры теплоносителя в каналах инструментированной ТВС «Тетакупль» французского реактора «Рапсодия» модель сжатого пучка не подтверждается [12, 13].

Рассмотрим теперь применение статистической модели к теплогидравлическим расчетам твэлов ТВС быстрых реакторов. При обсуждении результатов будем сравнивать статистический пучок с плотно сжатым пучком как наиболее консервативной моделью.

## ВОЗМОЖНОСТИ МОДЕЛИ ПУЧКА С УЧЕТОМ СТАТИСТИКИ

– Использование для ТВС с параметрами быстрого реактора (например, типа БН-800) варианта среднестатистической модели приводит по сравнению со сжатым пучком к выравниванию температурного поля по сечению кассеты ( $\Delta t_{th}^H / \Delta t_{TBC}^C \approx 1,15$ ) и снижению подогрева теплоносителя  $\Delta t_{th}^H$ , а следовательно, и расчетной номинальной температуры оболочки центральных твэлов, примерно на  $17^\circ\text{C}$  (табл. 1, столбцы 3, 4).

– При использовании варианта модели пучка, построенной методом М-К, учет внутрикассетного межканального обмена снижает случайный перегрев теплоносителя, вызванный дисперсией проходных сечений каналов, с  $\delta(\Delta t_{th}) \approx 18^\circ\text{C}$  (рис. 5) до  $\delta(\Delta t_{th}) \approx 4 - 5^\circ\text{C}$  (рис. 6). Таким образом, по сравнению с вариантом изолированных каналов перегрев становится меньше примерно на  $13 - 14^\circ\text{C}$ .

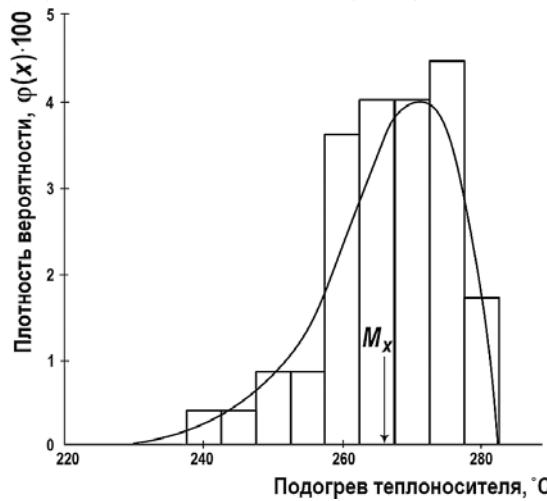


Рис. 5. Распределение подогрева теплоносителя в каналах центральной области при случайном изменении проходных сечений, вычисленное без учета МКО (аналитическая кривая и гистограмма, полученная методом М-К).  $M_x = \Delta t_{th}^H = 266^\circ\text{C}$

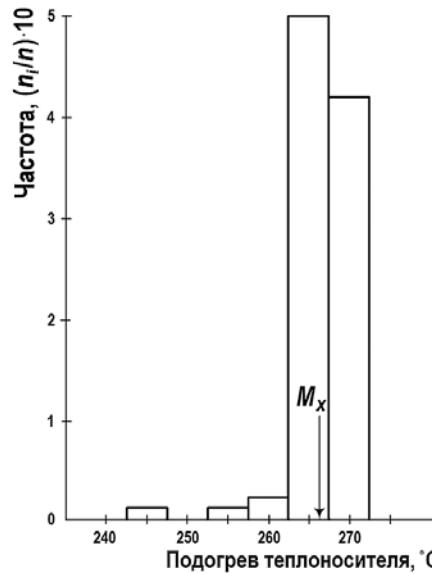


Рис. 6. Распределение подогрева теплоносителя в каналах центральной области при случайном изменении проходных сечений, вычисленное с учетом МКО (гистограмма, полученная методом М-К).  $M_x = \Delta t_{th}^H = 266^\circ\text{C}$

Следует отметить, что межканальный обмен сглаживает рассеивание подогрева внутри ТВС и от дисперсии энерговыделения, вызванной, например, разбросом загрузки топлива в твэлы.

лы. Этот эффект может быть учтен аналогично эффекту от рассеивания размеров каналов.

Полученные результаты позволяют рассматривать разброс подогрева теплоносителя в статистическом пучке как новую случайную переменную со своим законом распределения и характеристиками рассеивания. С учетом МКО величину перегрева  $\delta(\Delta t_{th})$  относительно номинала, обусловленную дисперсией размеров каналов, можно закладывать в расчет общего отклонения подогрева теплоносителя от случайных причин в виде фактора перегрева  $F_{\Delta t_{th}} = \delta(\Delta t_{th})_{\Omega} / \Delta t_{th}^n$ , при этом фактор, учитывающий дисперсию проходных сечений каналов, в расчетные зависимости уже не входит.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Использование расчетной модели, основанной на экспериментальном исследовании статистического распределения одной из основных гидравлических характеристик ТВС – проходного сечения каналов в пучке твэлов, – и, как следствие этого, возможность учета межканального тепломассообмена по длине топливных элементов является эффективным методом повышения достоверности определения рабочей температуры материала оболочки твэла.

## Литература

1. Усынин Г.Б., Карабасов А.С., Чирков В.А. Оптимизационные модели реакторов на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1981.
2. Кузеванов В.С., Баклушин Р.П. Тепловой и гидравлический расчет активных зон реакторов: Учебное пособие по курсу «Теплогидравлический расчет реакторов». – Обнинск: ИАТЭ, 1988.
3. Скок. Ж. Тепловые и гидравлические исследования активной зоны 250М. Геометрические, гидравлические и тепловые характеристики активной зоны реактора «Феникс 250М». / Пер. с фр. – М.: Всесоюзный центр переводов научно-технической литературы и документов. Пер. № СР-2942, 1977.
4. Miki K. Deformation analysis of fuel pins within the wire-wrap assembly of an LMFBR. – Nuc. Eng. and Des. 1979, v. 52, pp. 371-382.
5. Weber G., Comet G. Thermo hydraulic characteristics of SNR – fuel elements. Karlsruhe, FRG, 5 – 7 February 1978, JWGFR/29, pp. 29-58.
6. Усынин Г.Б., Кусмарцев Е.В. Реакторы на быстрых нейтронах. / Под ред. Ф.М. Митенкова. – М.: Энергоатомиздат, 1985.
7. Клемин А.И., Стригулин М.М. Некоторые вопросы надежности ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1968.
8. Курбатов И.М., Тихомиров Б.Б. Расчет случайных отклонений температур в активной зоне реактора: Препринт ФЭИ-1090, Обнинск, 1980.
9. Жуков А.В., Кириллов П.Л., Матюхин Н.М. и др. Теплогидравлический расчет ТВС быстрых реакторов с жидкокометаллическим охлаждением. – М.: Энергоатомиздат, 1985.
10. Богословская Г.П., Жуков А.В., Поплавский В.М. и др. Метод расчета температурного поля в кассете твэлов быстрого реактора при случайном распределении параметров по методу Монте-Карло: Препринт ФЭИ-1340, Обнинск, 1982.
11. Marbach J. Comportement d'un faisceau d'aiguilles Phenix sous irradiation. % In Irradiation Behaviour of Metallic Materials for Fast Reactor Core Components. Et Edite par J. Poirier et I.M. Dupony – CEA – DMECH – B.P. № 2 – 91190 GIF – Sur – YIETTE, France, pp. 297 – 301.
12. Cognet G. Evolution en fonction de l'irradiation du profil de température en sortie du faisceau d'assemblage dans le reacteur Rapsodie – expérience TETACOUPLE. Séminaire CEA – GKAE – Octobre 86 – Cen Cadarache, France.
13. Leteinturier D., Cartier L. Theoretical and Experimental Investigations of the Thermo hydraulics of Deformed Wire – Wrapped Bundles in Nominal Flow Conditions. In ref. [5], pp. 254 – 261.

Поступила в редакцию 30.10.2013 г.

## Авторы

Тихомиров Борис Борисович, ведущий научный сотрудник,  
кандидат техн. наук  
E-mail: tibb@ippe.ru

Поплавский Владимир Михайлович, советник генерального директора,  
доктор техн. наук, профессор  
E-mail: vmpopl@ippe.ru

UDC: 621.039.526: 621.039.534.23

## EFFECT OF STATISTICAL CHARACTERISTICS OF FUEL PIN BUNDLE ON EVALUATION OF TEMPERATURE IN THE CORE OF SODIUM COOLED FAST REACTOR

Tikhomirov B.B., Poplavsky V.M.

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 is devoted to optimization of analytical models used for the evaluation of fast reactor (FR) fuel element cladding temperature with the aim to increase the fidelity of the results obtained.

The rated value of the fuel element cladding temperature at the core outlet in FR fuel subassemblies is basically determined by the coolant temperature. However, calculation of the coolant temperature in the channels surrounding the fuel elements requires knowledge of the model of the fuel pin bundle arranged in a triangular grid. Distribution of the local flow rates and, hence, coolant temperature rise values in the channels over the pin bundle cross section is fully dependent on the arrangement of the fuel elements in the fuel subassembly wrapper taking into account the technological fitting gap.

Various hypothetical bundle models adopted for the calculation were studied and their drawbacks were identified. The difference in sodium temperature rise values for the different models is over 30 °C. The models are static, so they do not allow taking into account to the full extent radial and, particularly, axial heat and mass transfer that would decrease non-uniformity of the fuel element cladding temperatures.

A bundle model was developed based on the results of experimental studies of fuel element arrangement in fresh fuel subassemblies. It is demonstrated that formation of channel dimensions at the stage of manufacturing subassemblies with fuel pin bundles is a stochastic process following statistical laws. The relationships between characteristics of the fuel pin bundle required for calculation and the value of the technological fitting gap in the fuel subassembly were obtained by processing statistic data using the Weibull distribution.

There are two pin bundle models created taking into account statistics, one of which allows using the most probable statistically average dimensions of different type channels instead of hypothetical dimensions in the calculation of the rated value of sodium temperature rise at the design development stage. The second option makes it possible to evaluate the random dispersal of temperature rise values in the pin bundle taking into account axial and radial heat and mass transfer. This significantly increases the fidelity of evaluating the working temperatures of the hottest fuel elements.

**Key words:** sodium cooled fast reactors, fuel subassemblies, fuel element bundle models, cladding temperature evaluation, statistics-modified model, inter-channel exchange

### REFERENCES

1. Usynin G.B., Karabasov A.S., Chirkov V.A. *Optimizatsionnye modeli reaktorov na bstrykh nejtronah* [Optimisation models for fast neutron reactors]. Moscow, Atomizdat Publ., 1981. 232 p. (in Russian)
2. Kuzevanov V.S., Baklushin R.P. *Teplovoj i gidravlicheskij raschyt aktivnyh zon reaktorov: Uchebnoe posobie po kursu «Teplogidravlicheskij raschyt reaktorov»* [Calculation of thermal and hydraulic characteristics of reactor cores: Textbook on thermal and hydraulic analysis of reactors]. Obninsk, OIAE Publ., 1988. 64 p. (in Russian)

3. Skok Zh. *Teplovye i gidravlichеские исследования активной зоны 250 М. Feniks. Avant-proekt.* [Thermal and hydraulic studies on 250 M core. Phoenix. Avante-project]. Per. s fr. Moscow, Vsesoyuznyj centr perevodov nauchno-tehnicheskoy literatury i dokumentov. Per. No. SR-2942, Publ. 1977. 93 p.
4. Miki K. Deformation analysis of fuel pins within the wire-wrap assembly of an LMFBR. *Nuc. Eng. and Des.* 1979, v. 52, pp. 371–382.
5. Weber G., Cornet G. Thermohydraulic characteristics of SNR – fuel elements. Karlsruhe, FRG, 5 – 7 February 1978, JWGFR/29, pp. 29–58.
6. Usynin G.B., Kusmartsev E.B. *Reaktory na bystryh nejtronah. Pod red. F.M. Mitenkova.* [Fast neutron reactors]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1985. 288 p. (in Russian)
7. Klyomin A.I. Strigulin M.M. *Nekotorye voprosy nadyozhnosti yadernyh reaktorov* [Some issues of reliability of nuclear reactors]. Moscow, Atomizdat Publ. 1968. 352 p. (in Russian)
8. Kurbatov I.M., Tikhomirov B.B. *Raschyt sluchajnyh otklonenij temperatur v aktivnoj zone reaktora:* Preprint FEI-1090. [Evaluation of random departures of reactor core temperatures. Preprint FEI-1090]. Odninsk, FEI, Publ. 1980. (in Russian)
9. Zhukov A.V., Kirillov P.L., Matyukhin N.M., Sorokin A.P., Tikhomirov B.B., Ushakov P.A., Yur'ev Yu.S. (SSSR), Mantlik F., Gejna Ya., Shmid J., Shul'c V., Krett V. (ChSSR). *Teplogidravlichеский расчыт ТВС быстрых реакторов с жижкометаллическим охлаждением* [Calculation of thermal and hydraulic characteristics of fuel subassemblies of liquid metal cooled fast reactors]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 1985. 160 p. (in Russian)
10. Bogoslovskaya G.P., Zhukov A.V., Poplavskij V.M., Sorokin A.P., Tikhomirov B.B., Ushakov P.A. *Metod raschyota temperaturnogo polya v kassete tvelov bystrego reaktora pri sluchajnom raspredelenii parametrov po metodu Monte-Karlo;* Preprint FEI-1340. [Method of calculation of temperature profile of the fuel subassembly of fast reactor with random parameters distribution using Monte Carlo method. Preprint FEI-1340]. Odninsk, FEI Publ. 1982. (in Russian)
11. Marbach J. Comportement d'un faisceau d'aiguilles Phenix sour irradiation. –In Irradiation Behaviour of Metallic Materials for Fast Reactor Core Components. Et Edite par J. Poirier et. I.M. Dupony – CEA – DMECH – B.P. № 2 – 91190 GIF – Sur – YETTE, France, pp. 297 – 301. (in French)
12. Cognet G. Evolution en fonction de l'irradiation du profil de température en sortie du faisceau d'assemblage dans le reacteur Rapsodie – experience TETACOUPLE. Seminaire CEA – GKAE – Octobre 86 – CEN Cadarache, France. (in French)
13. Leteinturier D., Cartier L. Theoretical and Experimental Investigations of the Thermohydraulics of Deformed Wire – Wrapped Bundles in Nominal Flow Conditions. In ref. [5], pp. 254 – 261.

### Authors

Tikhomirov Boris Borisovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: tibb@ippe.ru

Poplavsky Vladimir Mikhailovich, Adviser to Director General, Professor, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: vmpopl@ippe.ru

# ТРАНСМУТАЦИЯ МАЛЫХ АКТИНИДОВ В СПЕКТРЕ НЕЙТРОНОВ РЕАКТОРА НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

**Ю.А. Казанский Ю.А., М.И. Романов\***

*Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ. 249040, г. Обнинск,  
Студгородок, 1.*

*\*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ». 115409,  
г. Москва, Каширское шоссе, 31.*



Замыкание топливного цикла на основе природного урана предполагает извлечение урана и плутония из отработавшего топлива. Среди оставшихся тяжелых ядер главный вклад в радиоактивность вносят малые актиниды. Одна из идей сокращения радиоактивности переработанного топлива заключается в повторном длительном облучении малых актинидов (такой процесс принято называть трансмутацией). Есть работы, в которых утверждается необходимость трансмутации в спектрах жестких нейтронов и для этого планируется включать в топливный цикл специализированные реакторы-выжигатели и подkritические системы с ускорителями.

В данной работе рассмотрена целесообразность трансмутации малых актинидов в нейтронных спектрах реакторов на тепловых нейтронах. Использован основной фактор, влияющий на целесообразность трансмутации, отношение радиоактивностей с трансмутацией и без нее  $s K(t)$ . Это отношение в функции времени может быть и больше, и меньше единицы, и ее значения вносят решающий вклад в оценку целесообразности. Проведены расчеты функций  $s K(t)$  для малых актинидов. Сделаны выводы (с точки зрения уменьшения радиоактивности): вряд ли стоит трансмутировать нептуний, поскольку десятикратное снижение радиоактивности будет через сотню тысяч лет; сравнительно малый эффект (снижение радиоактивности на порядок через пятьсот лет) наблюдается для кюрия; для америция радиоактивность уменьшается от десяти до ста раз через 300 лет после облучения. Показано также, что наилучшие значения  $s K(t)$  достигаются при выгорании малых актинидов до 70–80%.

Для заключения о целесообразности трансмутации америция и кюрия предлагается учесть в рассматриваемых сценариях различие в вероятностях выхода в окружающую среду, различие биологических эффективностей, а также эффективность трансмутации малых актинидов, непрерывно поступающих в хранилища отработавшего топлива при работающей ядерной энергетике.

**Ключевые слова:** малые актиниды, топливный цикл, трансмутация, отработавшее топливо.

## ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Крупномасштабная ядерная энергетика с использованием природного урана возможна только при использовании реакторов на быстрых нейтронах и реали-

© Ю.А. Казанский Ю.А., М.И. Романов, 2014

зации замкнутого топливного цикла. Это было осознано достаточно давно [1], и в нашей стране в последнее десятилетие получило отражение в разработанной Федеральной целевой программе по развитию ядерной энергетики с учетом необходимости строительства реакторов на быстрых нейтронах и замыкания ядерного топливного цикла [2].

Отработавшее ядерное топливо имеет радиоактивность, которая на много порядков превышает радиоактивность свежего топлива. В первые сотни лет основной вклад в радиоактивность выгруженного топлива вносят осколки деления, а затем образующиеся в реакторе новые тяжелые нуклиды – изотопы плутония и изотопы так называемых малых актинидов (МА) – нептуния, америция и кюрия.

В случае замкнутого топливного цикла уран и плутоний возвращаются в топливный цикл, и малые актиниды со временем становятся основными источниками радиоактивности.

Изолированные от внешней среды источники радиоактивности не представляют опасности, но всегда существует конечная вероятность их выхода из под контроля. Таким образом, возникает риск ущерба, пропорциональный уровню радиоактивности и вероятности выхода источников радиоактивности в окружающую среду. Исследованиям рисков при хранении отработавшего ядерного топлива посвящено много работ [3].

Существует еще одна опасность – хищение МА для создания взрывных ядерных устройств, например, для самого распространенного изотопа нептуния критическая масса составляет около 60 кг. Если последнее будет превалирующим, то надо будет уничтожать (трансмутировать) нептуний, оставляя в стороне проблемы с его радиоактивностью.

Образующуюся в результате работы ядерных реакторов долгоживущую радиоактивность должно либо уничтожить, либо надежно захоронить. До сих пор единственный и основной способ охраны окружающей среды – это захоронение отработавшего ядерного топлива, общее представление о котором дает, например, монография [4].

Один из перспективных путей снижения радиоактивности в топливном цикле ядерной энергетики (и, следовательно, рисков) основывается на идеи трансмутации. Суть трансмутации заключается в возможности превращения радиоактивных нуклидов в результате взаимодействия нейтронов с ядрами в короткоживущие или стабильные (также и в долгоживущие с периодами более миллионов лет) нуклиды. Трансмутация осколков деления оказалась в целом малоэффективной [5 – 7]. Но трансмутация тяжелых ядер в результате деления ядер нейтронами в быстрых энергетических реакторах дает многообещающие надежды, на основании которых построена заманчивая идеология достижения радиационной эквивалентности при обращении с радиоактивными отходами [8 – 10]. Масштабная трансмутация тяжелых ядер в осколки деления в настоящее время и в ближайшие десятилетия будет возможна только в реакторах на тепловых нейтронах, поэтому в данной работе рассмотрены результаты трансмутации малых актинидов в спектре реакторов на тепловых нейтронах.

Необходимость, возможность и целесообразность трансмутации – это сложная многофункциональная задача, в решении которой радиоактивность играет одну из главных ролей. Отметим также, что при расчетах ущерба надо будет принимать во внимание различие в вероятностях выхода радионуклидов в окружающую среду хранящихся на складах нуклидов с их вероятностью выхода в окружающую среду при химической переработке и нахождении в энергетическом реакторе. Последняя вероятность намного больше.

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

---

В результате трансмутации радиоактивность может значительно увеличиться, и для живущих поколений риск ущерба возрастет, но для будущих поколений риск ущерба будет меньше. Надо выбирать и искать аргументы для выбора допустимых временных интервалов и амплитуд роста радиоактивности. Поэтому при решении вопроса о целесообразности трансмутации тяжелых ядер необходимо установить временные сроки, для которых можно допустить увеличение рисков.

Одно из необходимых и достаточных требований для ускоренного уничтожения определенного радиоактивного нуклида (постоянная распада  $\lambda$ ) в результате реакции поглощения нейтрона можно записать следующим образом:

$$\sigma_a \phi / \lambda > 1, \quad (1)$$

где  $\sigma_a$  – среднее сечение поглощения нейтронов данным нуклидом в интегральной (по энергии) плотности потока нейтронов  $\phi$ .

Если ставится задача снижения радиоактивности, то условие (1) является необходимым, но не достаточным. Эта проблема давно была осознана, и некоторые результаты расчетов были представлены в работах [4, 6]. Дело в том, что в результате трансмутации могут образовываться нуклиды с другими периодами полураспада. Поэтому в результате трансмутации возможно не только уменьшение радиоактивности, но и ее увеличение.

Если выжигать тяжелые нуклиды путем превращения их в осколки деления, то необходимое и достаточное условия можно записать в следующем виде:

$$\sigma_f \phi / \lambda > 1 \quad \text{и} \quad f(t) < \lambda \exp(-\lambda t), \quad (2)$$

где  $f(t)$  – зависимость радиоактивности осколков деления от времени, вид которой зависит от условий облучения топлива (время облучения, плотность потока нейтронов).

Записанное условие предполагает, что образец находится непрерывно в постоянном потоке нейтронов.

Рассмотрим идеальную схему уничтожения отдельных тяжелых нуклидов. Пусть есть нуклид, скорость исчезновения которого определяется постоянной распада  $\lambda$ , и в результате распада этого нуклида не образуются радиоактивные нуклиды. Рассмотрим два варианта: в одном – изучаемый нуклид с момента времени  $t = 0$  находится в хранилище; в другом – такое же количество нуклидов превращено в осколки деления (такое предположение реализуется, если сечение деления исследуемого нуклида во много раз больше сечения радиационного поглощения). Радиоактивность осколков деления представим конкретной функцией  $f(t)$ , которая реализуется при работе реактора на тепловых нейтронах типа ВВЭР-1000 для трехлетнего нахождения топлива в реакторе. На рис. 1 показаны отношения радиоактивностей осколков деления к радиоактивности, обусловленной радиоактивным распадом выбранного нуклида. Это отношение  $\xi$  будем называть эффективностью трансмутации:

$$\xi(t) = 2f(t)/\exp(-\lambda t). \quad (3)$$

Отметим, что чем меньшее значение примет  $\xi(t)$ , тем более обоснованным станет процесс превращение ядер в осколки деления с позиции радиоактивности, т.е. тем лучший эффект трансмутации будет достигнут.

Предположение о появлении только стабильных ядер после радиоактивного распада приводит к уменьшению значений отношения  $\xi(t)$ . Предположение о рождении только осколков деления при облучении также уменьшает это отно-

шение. Другими словами, данные на рис. 1 дают предельно малые (наилучшие эффективности) значения отношений  $\xi(t)$ .

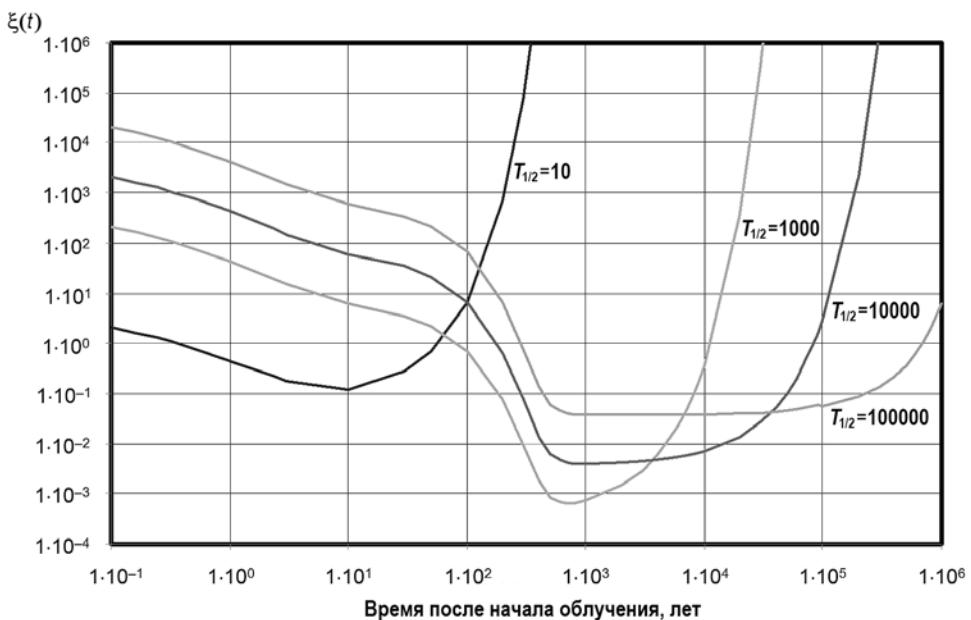


Рис. 1. Зависимость эффективности трансмутации  $\xi(t)$  от времени для нуклидов с периодами полураспада 10, 100, 1000, 10000, 100000 лет: ось абсцисс – время после начала облучения; ось ординат – безразмерные значения  $\xi(t)$

В зависимости от периодов полураспада тяжелых ядер эффективность трансмутации в функции времени после облучения в реакторе может быть как больше единицы (нет смысла в трансмутации), так и меньше единицы (трансмутация имеет смысл). Если для любых тяжелых нуклидов вначале радиоактивность осколков деления превышает радиоактивность тяжелого ядра ( $\xi > 1$ ), то существенным является время  $T_\xi$ , когда значения  $\xi$  становятся менее единицы. Для идеального случая (рис. 1) значения  $T_\xi$  оказываются связанными с периодом полураспада тяжелого нуклида. Для периодов полураспада от тысячи до миллиона лет значения  $T_\xi$  вырастают от 100 до 500 лет.

При рассмотрении целесообразности трансмутации малых актинидов, вносящих основной вклад в радиоактивность отработавшего ядерного топлива (нептуний, америций, кюрий), условия оказываются более сложными в сравнении с приведенными графиками на рис. 1. Здесь требуется детальный количественный анализ с использованием численного моделирования.

## ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ И РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Для расчетов использовалась программа ORIGEN2 [11], в которую потребовалось внести ряд изменений, учитывающих осколки деления всех нуклидов, а не избранных по умолчанию. В частности, список образующих продукты деления нуклидов был дополнен изотопами америция, кюрия и нептуния. Временные и абсолютные распределения радиоактивности осколков деления для этих нуклидов принимались такими же, как и для  $^{235}\text{U}$ .

При исследовании трансмутации малых актинидов моделировался вариант ампульного эксперимента: ампулы с исходным материалом помещались в реактор со стабильными параметрами облучения. Рассчитывались зависимости от време-

ни радиоактивности при облучении элементов нептуния, америция и кюрия в спектре нейтронов теплового реактора (ВВЭР-1000) с плотностью потока нейтронов  $3.65 \cdot 10^{14}$  н/см<sup>2</sup> с изменение радиоактивности малого актинида во времени без облучения. Отношение этих зависимостей и есть искомый показатель трансмутации  $\xi(t)$ . Поскольку количественные составы изотопов в образцах с облучением и без облучения в начальный момент времени ( $t = 0$ ) были одинаковыми, то коэффициент трансмутации  $\xi(0) = 1$ .

Нептуний был представлен одним изотопом ( $^{237}\text{Np}$ ), а изотопные составы америция и кюрия соответствовали изотопному составу этих элементов, выгружаемых из реактора ВВЭР-1000 с трехлетней кампанией.

Результаты расчетов функций  $\xi(t)$  приведены на рис. 2 – 4. Так как начальные значения коэффициента трансмутации  $\xi(0) = 1$ , то за время порядка 0,1 года значения  $\xi(t)$  быстро достигают насыщения и становятся слабо зависимыми от времени. Поэтому на рисунках временная шкала начинается со значений 0,1 года.

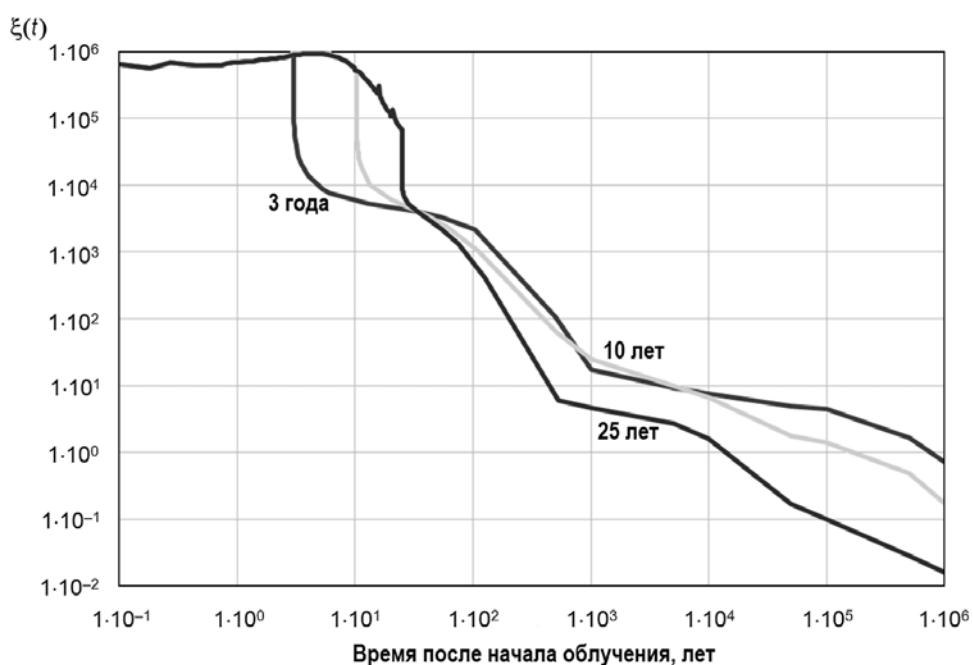


Рис. 2. Эффективность трансмутации  $\xi(t)$  для нептуния при разных временах выдержки (3, 10, 25 лет) в тепловом спектре нейтронов

## Выводы

Приведенные данные по нептунию (рис. 2) показывают, что трансмутация при условии выжигания нептуния порядка 95% (нахождение нептуния 25 лет в потоке нейтронов теплового реактора) позволяет получить выигрыш в радиоактивности через 20000 лет. Если ставится цель по снижению радиоактивности и, следовательно, риска на период менее 100000 лет, то возвращение нептуния для выжигания в тепловой реактор не имеет смысла.

Более перспективная ситуация для проведения трансмутации оказывается у америция. Здесь (рис. 3) выигрыш в радиоактивности наблюдается через 80–100 лет и достигает двух порядков. Более быстро выигрыш в активности достигается при трансмутации кюрия – от пяти до 30-ти лет (рис. 4). Однако выигрыш в снижении радиоактивности в лучшем случае достигает 10 раз ( $\xi = 0,1$ ).

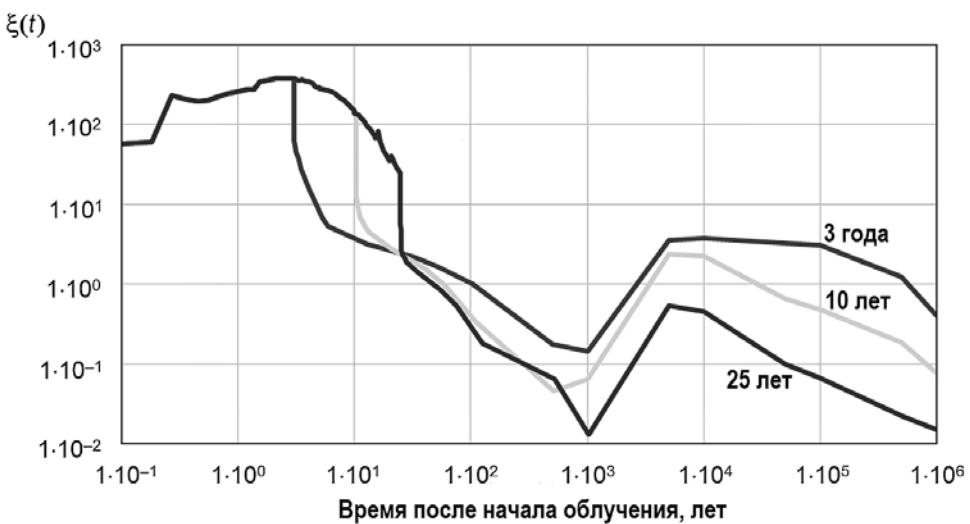


Рис. 3. Эффективность трансмутации  $\xi(t)$  для америция при разных временах выдержки (3, 5, 10 лет) в тепловом спектре нейтронов.

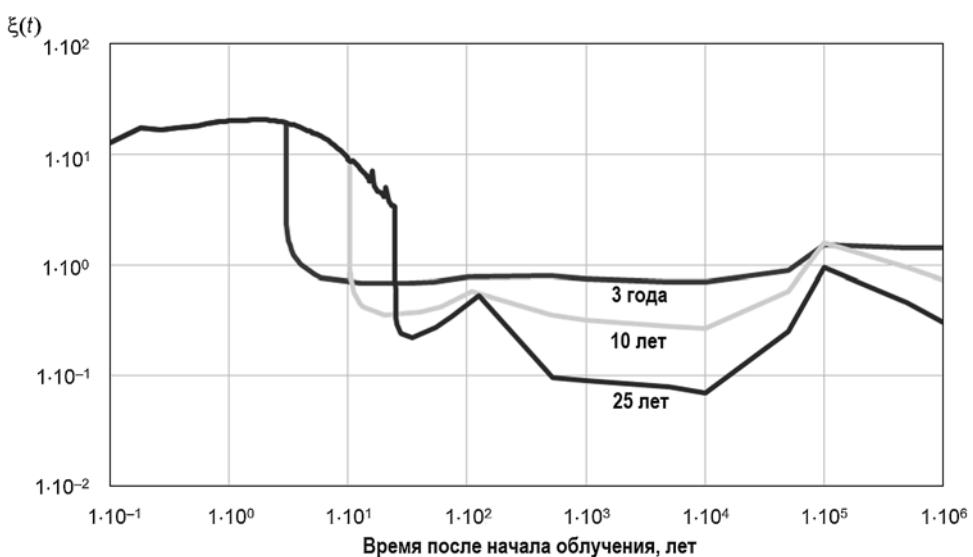


Рис.4. Эффективность трансмутации  $\xi(t)$  для кюрия при разных временах выдержки (3, 5, 10 лет) в тепловом спектре нейтронов.

Полученных результатов явно недостаточно, чтобы сделать однозначный вывод о необходимости или целесообразности трансмутации. Требуется принять во внимание очевидное обстоятельство – РАО оказываются опасными только при выходе в окружающую среду. Очевидно, что вероятность выхода РАО из под контроля будет достаточно большой при их нахождении в реакторе и при химической переработке. Учет этих обстоятельств может существенно повлиять на целесообразность трансмутации.

Авторы благодарны профессорам В.В. Артисюку и А.Н. Шмелеву за обсуждение проблемы и сделанные замечания.

### **Литература**

1. Лейпунский А.И., Орлов В.В., Лыткин В.Б., Троянов М.Ф., Юрова Л.Н. Пути эффективного использования горючего в ядерной энергетике с быстрыми реакторами.// Атомная энергия. – 1971. – Т. 31. – Вып. 4. – С. 241.
2. Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010-2015 годов и на перспективу до 2020 года», утвержденная постановлением Правительства РФ 03 февраля 2010 г. №50.
3. Pigford T. Actinide Burning and Waste Disposal, Proc. Int. Conf. Next Generation of Nuclear Power Technology, Berkley, University of California, 5 October, UCB-NE-4176 (1990)
4. Лебедев В.М. Ядерный топливный цикл. Технологии, безопасность, экология. – М.: Энергоатомиздат. 2005.
5. Казанский Ю.А., Дудкин А.Н., Клинов Д.А. Трансмутация: мода или необходимость? // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1993. – № 1. – С. 65-69.
6. Slessarev I., Salvatores M. The potential of nuclear transmutation: "neutron economics" of critical reactors and hybrids. International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems. September 11-14, 1995. Vol. 1, pp. 482-488.
7. Казанский Ю.А., Клинов Д.А. Эффективность трансмутации осколков деления. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – №4. – С. 38-46.
8. Ганев И.Х., Орлов В.В., Адамов Е.О. Достижение радиационной эквивалентности при обращении с радиоактивными отходами ядерной энергетики. // Атомная энергия. – 1992. – Т. 73. – Вып.1. – С. 44-50.
9. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В. Муратов В.Г., Орлов В.В. Степень приближения к радиационной эквивалентности высокоактивных отходов и природного урана в топливном цикле ядерной энергетики России. // Атомная энергия. – 1996. – Т. 81. – Вып. 6. – С.403-409.
10. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В. Муратов В.Г., Орлов В.В. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. – М.: ГУП НИКИЭТ, 1999.
11. Groff A.G. A user's manual for the ORIGEN2 computer code. // Oak Ridge National Laboratory, 1980.

Поступила в редакцию 18.10.2013 г

### **Авторы**

Казанский Юрий Алексеевич, профессор, доктор физ.-мат. наук  
E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

Романов Михаил Игоревич, аспирант

UDC 621.039.54(04)

## TRANSMUTING MINOR ACTINIDES WITH THERMAL REACTOR NEUTRONS

Kazansky Yu.A., Romanov M.I.\*

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

\* National Research Nuclear University «MEPhI».  
31, Kashirskoe highway, Moscow, 115409, Russia

### ABSTRACT

The process of closing natural U based nuclear fuel cycle presupposes extracting U and Pu from spent fuel. Among the remaining heavy nuclei the major contribution of radioactivity is due to minor actinides. One of the ideas suggested to reduce the radioactivity of spent fuel is to reradiate minor actinides for a longer period of time, such process being referred to as transmutation.

Some authors claim the necessity of transmutation in the high energy neutron spectra. To accomplish this the purpose oriented burner-reactors and accelerator-based sub critical systems are to be incorporated into nuclear fuel cycle

The particular paper considers feasibility of transmuting minor actinides with thermal reactor neutrons. Basic factor of transmutation feasibility – ratio of radioactivity levels with and without transmutation  $\xi(t)$  has been used. This ratio in function  $\xi(t)$  can be either more or less 1, the values making major contribution into the feasibility assessment. Functions  $\xi(t)$  for minor actinides have been calculated. The following conclusions have been made in terms of reducing radioactivity: (a) Ne is not a subject for transmuting; (b) a relatively small effect has been observed for Cm, its radioactivity reducing by an order in 500 years; (c) Am reduces its radioactivity from 10 to 100 times 300 years after being reradiated. The authors have shown that the best  $\xi(t)$  values are reached when minor actinides burn-up is up to 70–80%.

In order to come to a conclusion on transmutation feasibility for Am and Cm the authors suggest that in the scenarios involved the following issues be taken into account – how risks of their release into the environment differ, how biological effectiveness differs as well as efficiency of transmuting minor actinides produced by operating nuclear power and continuously placed into spent fuel storage.

**Key words:** minor actinides, nuclear fuel cycle, transmutation, spent fuel.

### REFERENCES

1. Leypunsky A.I., Orlov V.V., Lytkin V.B., Troyanov M.F., Yurova L.N. Puti effektivnogo ispol'zovaniya goryuchego v yadernoy energetike s bystryimi reaktorami [The effective use of fuel in nuclear power with fast reactors]. Atomnaya energiya. 1971, vol. 31, no. 4, p. 241.
2. Federal'naja celevaja programma «Yadernye energotehnologii novogo pokolenija na period 2010-2015 godov i na perspektivu do 2020 goda», utverzhdena postanovleniem Pravitel'stva RF 03 fevralya 2010 g. №50. [Federal target program "Nuclear Power New Generation in 2010-2015 and until 2020] (in Russian).
3. Pigford T. Actinide Burning and Waste Disposal, Proc. Int. Conf. Next Generation of Nuclear Power Technology, Berkley, University of California, 5 October, UCB-NE-4176 (1990).
4. Lebedev V.M. Yaderny toplivny cikl. Technologii, bezopasnost', ekologiya [Nuclear fuel cycle. Technology, safety, ecology]. Moscow, Energoatomizdat Publ. 2005. (in Russian)
5. Kazansky Yu.A., Dudkin A.N., Klinov D.A. Transmutaciya: moda ili neobhodimost'? [Transmutation: fashion or necessity?] Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

1993, no. 1, pp. 65–69.

6. Slessarev I., Salvatores M. The potential of nuclear transmutation: “neutron economics” of critical reactors and hybrids. International Conference on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems. September 11-14, 1995, vol. 1, pp. 482-488.
7. Kazansky Yu.A., Klinov D.A. Effektivnost' transmutacii oskolkov deleniya [Efficiency of Fission Products Transmutation]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2000, no. 4, pp. 38-46.
8. Ganev I.H., Orlov V.V., Adamov E.O. Dostizhenie radiacionnoy ekvivalentnosti pri obrischenii s radioaktivnymi othodami yadernoy energetiki [Achieving radiation equivalence for radioactive waste nuclear power]. *Atomnaya energiya*. 1992, vol. 73, no. 1, pp. 44-50.
9. Adamov E.O., Ganev I.H., Lopatkin A.V. Muratov V.G., Orlov V.V. Stepen' priblizheniya k radiacionnoy ekvivalentnosti vysokoaktivnyh othodov i prirodnogo urana v toplivnom cikle yadernoy energetiki Rossii [The degree of approximation to the radiation equivalence of high level waste and natural uranium fuel cycle nuclear energy in Russia]. *Atomnaya energiya*. 1996, vol. 81, no. 6, pp. 403-409.
10. Adamov E.O., Ganev I.H., Lopatkin A.V. Muratov V.G., Orlov V.V. Transmutacionny toplivny cikl v krupnomasshtabnoj yadernoj energetike Rossii. [Transmutation fuel cycle in a large-scale nuclear power in Russia]. Moscow, GUP NIKIYeT Publ., 1999. (in Russian)
11. A.G. Groff, A user's manual for the ORIGEN2 computer code. Oak Ridge National Laboratory, 1980.

### **Authors**

Kazansky Yurij Alekseevich, Professor, Dr. Sci (Phys.-Math.)

E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

Romanov Mihail Igorevich, Postgrauate Student

# ВНЕДРЕНИЕ ОПЫТА СОЗДАНИЯ АСУТП ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ НА БАЗЕ ПТК УМИКОН В УЧЕБНЫЙ ПРОЦЕСС

**В.О. Лебедев, А.О. Толоконский, С.А. Королев, В.А. Власов**

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ». 115409, г.  
Москва, Каширское шоссе, 31



Анализируется опыт создания учебного практикума по проектированию АСУТП объектов атомной отрасли на базе программно-технического комплекса УМИКОН, позволяющего обеспечить эффективность проектирования и гибкость модернизации АСУТП. Рассматриваются вопросы создания современных цифровых систем реального времени, распределенных автоматизированных систем контроля и управления с многоуровневой иерархией. Приведен перечень практических навыков разработки АСУТП на всех этапах ее построения. Представлен эмулятор объектов управления, описываемых дифференциальными уравнениями первого и второго порядков, для изучения настроек типовых законов регулирования с выходом как на пропорциональный исполнительный механизм, так и на интегрирующий с широтно-импульсной модуляцией. Внедрение разработанного ПТК в учебный процесс позволяет повысить качество подготовки специалистов в области АСУТП ядерной энергетики.

**Ключевые слова:** АСУТП, системы управления технологическим процессом, КТС, учебная лаборатория, технологический процесс, технологические параметры.

## ВВЕДЕНИЕ

Использование вычислительной техники для целей управления технологическими процессами началось в нашей стране более 30-ти лет назад. За этот промежуток времени было создано достаточно большое количество программно-технических средств построения АСУТП (автоматизированных систем управления технологическими процессами). Авторским коллективом данной статьи проведены работы по созданию АСУТП, внедренных на следующих предприятиях атомной отрасли [1 – 5]:

- радиохимический и реакторный заводы Сибирского химического комбината, г. Северск Томской области;
- горно-химический комбинат, АТЭЦ реакторного завода, г. Железногорск Красноярского края;
- НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва.

Обобщая имеющийся опыт в этом научно-техническом направлении, следует выделить основные укрупненные функции АСУТП и требования к средствам их реализации. К выполняемым АСУТП функциям относятся

- сбор информации от датчиков, предназначенных для измерения важных физических величин, и ввод этой информации в вычислительные средства;
- расчет значений физических величин, важных для эксплуатации установок;

© В.О. Лебедев, А.О. Толоконский, С.А. Королев, В.А. Власов, 2014

## ПОДГОТОВКА КАДРОВ

---

- отображение оперативной информации о ходе технологического процесса на экранах видеомониторов;
- архивирование данных;
- обеспечение надежности выполнения решаемых задач (в частности, автоматического использования резервных технических средств);
- обеспечение защиты информации и целостности вычислительных и информационных ресурсов;
- диагностика исправности функционирования вычислительных средств;
- обеспечение управления в распределенных объектах с применением сетевых вычислительных технологий;
- формирование законов управления для автоматического регулирования в отдельных замкнутых контурах и др.

### **ЛАБОРАТОРНЫЙ ПРАКТИКУМ ДЛЯ ЗАДАЧ АСУТП**

В настоящее время существует достаточно большое число систем, обеспечивающих решение задач АСУТП, включая уровень полевой автоматики, интерфейса оператора (SCADA), диспетчеризации, учета и планирования техпроцесса (MES) и т.д. Конечно, все они имеют как преимущества, так и отдельные недостатки. Для учебного процесса разработан лабораторный практикум, построенный на базе комплекса программного обеспечения (КПО) «МикСИС» и модулей комплекса технических средств (КТС) «МикКОН», являющихся составляющими программно-технического комплекса УМИКОН, поскольку он (или его аналоги) нашел применение в атомной отрасли, отвечает требованиям к выполнению основных перечисленных функций, а также достаточно полно описан в соответствующих публикациях [6 – 10].

Цели прохождения практикума предусматривают

- изучение особенностей автоматизированных систем реального времени, включая САУ и АСУТП;
- изучение особенностей распределенных автоматизированных систем контроля и управления с многоуровневой иерархией;
- изучение и освоение современных средств создания цифровых АСУ ТП (в том числе КТС «МикКОН» ПТК УМИКОН, микропроцессорных распределенных технических средств АСУТП, графических средств технологического программирования);
- изучение программных средств верхнего уровня – АРМ и сервера АСУТП (SCADA- и MES-уровни, программные средства сетевых распределенных АСУТП, в том числе на базе КПО «МикСИС» ПТК УМИКОН);
- получение практических навыков разработки АСУТП на всех этапах ее построения.

В процессе освоения практикума обучаемому необходимо самостоятельно построить и наладить распределенную АСУТП с четырьмя уровнями иерархии, реализующими следующие функции:

- измерение и контроль технологических параметров (температура);
- отображение технологической информации на мнемосхеме;
- задание управляющих воздействий с экрана видеокадра;
- архивация значений технологических параметров (температура) в реальном времени;
- отработка технологических блокировок;
- регулирование (стабилизация) технологического параметра (температуры);
- поддержание технологического параметра по заданному графику с отработкой аварийных ситуаций;
- автоматический выбор и переключение режима работы нижнего уровня автоматики на уровне вышестоящего контроллера;
- передача данных о ходе технологического процесса на вышестоящий уровень.

Основными укрупненными блоками ПТК лабораторного практикума являются

- вычислительная сеть, включающая в себя 10 или более компьютеров – автоматизированных рабочих мест (АРМ-стендов) для работы обучаемых, на каждом из которых задачи могут решаться автономно или синхронизированно между собой;
- один или два компьютера – АРМ преподавателей для контроля хода выполнения лабораторных работ, включая прием данных от АРМ-стендов;
- универсальный имитатор объектов управления;
- измерительные устройства (термопары, термосопротивления и нормированные датчики);
- программные средства, предназначенные для формирования заданий и законов управления (отдельно на каждом компьютере);
- программные средства формирования видеокадров;
- программные средства технологического программирования, ориентированные на их использование технологами.

По всем заданиям, а они могут быть различными для каждого лабораторного стенда, данные могут в реальном времени поступать на АРМ преподавателя, а с него также в реальном времени поступать вводные установки и команды.

Для успешного выполнения цикла лабораторных работ студентам необходимо изучить особенности автоматизированных систем реального времени, включая САУ и АСУТП, а также изучить и освоить современные средства создания цифровых АСУТП (на базе ПТК УМИКОН), в том числе

- микропроцессорные распределенные технические средства АСУТП;
- графические средства технологического программирования;
- программные средства верхнего уровня – АРМ и сервера АСУТП (SCADA- и MES-уровни);
- программные средства сетевых распределенных АСУТП.

В процессе выполнения лабораторных работ обучаемые получают практические навыки разработки АСУТП на всех этапах ее построения, а также опыт ее реализации и наладки.

Задания на лабораторный практикум включают в себя

- сборку комплекса технических средств (КТС) АСУТП;
- подключение, настройку обработки, включая фильтрацию, и калибровку датчиков температуры и других входных сигналов;
- конфигурирование и настройку базы данных (БД) и архивов реального времени автоматизированного рабочего места АСУТП;
- разработку и настройку технологической мнемосхемы АРМ АСУТП;
- конфигурирование передачи данных о ходе технологического процесса на вышестоящий уровень (АРМ преподавателя) по локальной сети;
- оценку динамических характеристик объекта управления (ОУ);
- конфигурирование технологической блокировки по превышению показаний температуры ТП (до 60°C);
- конфигурирование и настройку контура регулирования технологического параметра с учетом блокировки на превышение температуры;
- конфигурирование и отладку отработки аварийной ситуации – отказа датчика температуры (ТС);
- разработку и отладку технологической программы поддержания заданного графика технологического параметра с учетом аварийных ситуаций путем изменения режима работы контроллера нижнего уровня вышестоящим контроллером.

## ПОДГОТОВКА КАДРОВ

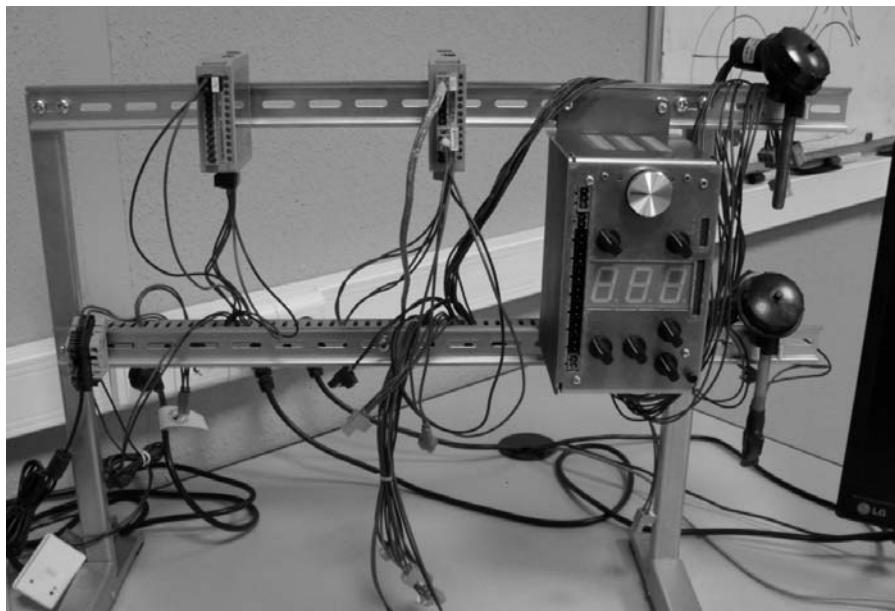


Рис. 1. Комплекс технических средств

В состав лабораторного стенда входят преобразователь RS485-USB; свободно программируемый модуль центрального процессора PC100; моноблок MB100 (содержащий полный набор аналоговых и дискретных входных и выходных сигналов, различные функции ПИД-регулирования и отработки блокировок); термопара; термосопротивление; нагревательный элемент; универсальный блок имитации объектов управления; персональный компьютер с установленной на нем КПО «МикСИС» ПТК УМИКОН; коммуникационные проводники; учебно-методическое пособие по выполнению цикла лабораторных работ с подробным описанием комплекса программно-технических средств.

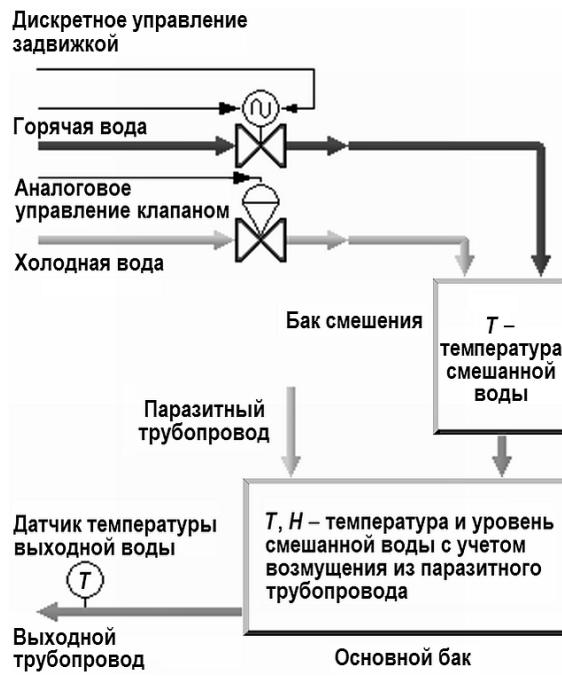


Рис. 2. Структурная схема модели объекта управления

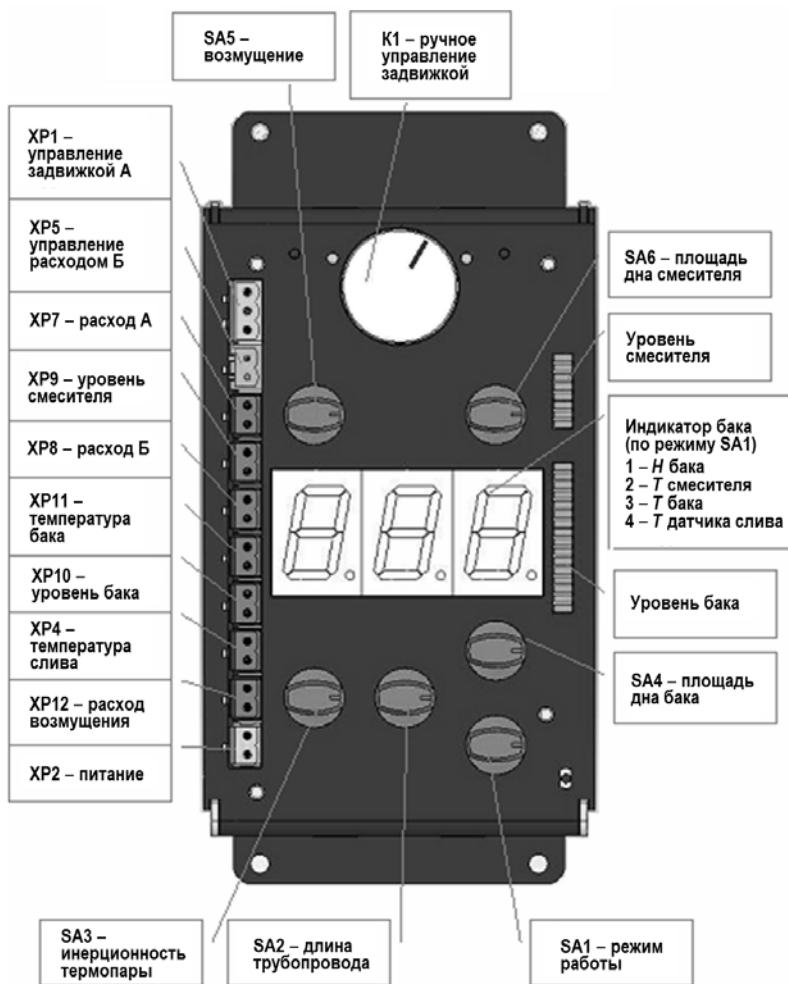


Рис. 3. Панель управления модели объекта

Особое место в цикле выполнения лабораторных работ отведено изучению типовых законов регулирования с выходом как на пропорциональный исполнительный механизм, так и на интегрирующий с широтно-импульсной модуляцией (ШИМ). Для этих целей служит блок эмуляции объектов управления, структурная схема которого (рис. 2) представляет собой два бака с изменяемым объемом. В первый бак – бак смешения – подаются два трубопровода с холодной и горячей водой, расходы которой изменяются при помощи задвижки и клапана. Задвижка имеет дискретное управление (открыть-закрыть), может управляться поворотом ручки и является исполнительным механизмом интегрирующего типа. Клапан управляется аналоговым сигналом и является пропорциональным исполнительным механизмом. Для рассмотрения различных технологических ситуаций в модели управления имеется возможность изменения инерционности датчика температуры сливной воды, а также изменение длины трубопровода слива, задающего транспортное запаздывание. С помощью блока эмуляции объектов управления может быть изучено построение и настройка практических всех типов встречающихся на производстве

– регуляторов уровня (для объектов, описываемых дифференциальными уравнениями первого и второго порядков; с исполнительным механизмом интегрирующего и пропорционального типа; с контуром по возмущению; каскадных);

## ПОДГОТОВКА КАДРОВ

- регуляторов температуры (для объектов, описываемых дифференциальными уравнениями первого и второго порядков; для объекта с транспортным запаздыванием; с контуром по возмущению);
- многосвязного регулирования для поддержания заданной температуры воды и заданного уровня одновременно;
- системы слежения или дозирования для поддержания одного расхода пропорционально другому.

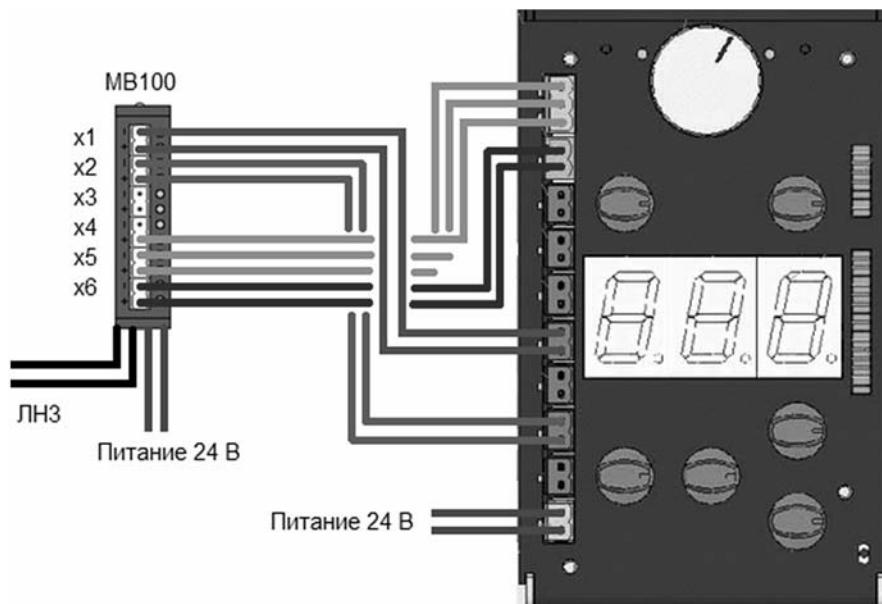


Рис. 4. Схема подключения блока эмуляции объектов управления к MB100 для регулирования температуры и уровня

На рисунке 3 представлена панель управления модели объекта. С левой стороны панели расположены клеммники питания, управляющих входных воздействий и выходных параметров состояния модели. Схема подключения модели к MB100 дана на рис. 4.

На выходе модели через аналоговый вход MB100 можно наблюдать расходы налива бака смешения через задвижку и клапан, уровень в смесителе, температуру воды в основном баке и температуру по показаниям датчика на конце трубопровода слива из основного бака, расход воды из трубы «возмущения». Одновременно на встроенным индикаторе панели управления модели объекта можно наблюдать уровень воды в основном баке либо температуру на выходе из бака-смесителя, устанавливая режим работы ключом индикатора SA1.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Развитие лабораторного практикума ведется в направлении включения в его состав цикла работ по реализации в системе функции «горячего» резервирования на всех уровнях как средства повышения надежности и безопасности АСУТП, а также расширения набора применяемых в работе периферийных устройств.

Полностью выполнив представленный цикл работ, студент или специалист, проходящий курсы повышения квалификации, будет готов к работам по созданию распределенной АСУТП от нижнего уровня автоматизации технологического процесса (включая датчики, исполнительные механизмы, регуляторы, реализующие типовые законы регулирования и алгоритмы прямого цифрового управления на языках технологического программирования) до верхнего уровня (включая автоматизированное рабочее место

оператора и передачу технологических данных на вышестоящий уровень по сети предприятия).

### **Литература**

1. Власов В.А., Толоконский А.О. Использование аналитического конструирования регуляторов при внезапном изменении динамических характеристик объекта / Сборник: Научная сессия МИФИ 2005. Т.1. – С. 45.
2. Лебедев В.О., Толоконский А.О. и др. Разработка ПО устройства функциональной проверки автоматической защиты реактора / Сборник: Научная сессия МИФИ 2002. Т.1. – С. 35.
3. Толоконский А.О. Средства адаптивного оптимального управления в SCADA-системе МикСис // Приборы и системы управления – 2007. –№1. – С. 15.
4. Слепицкий А.Е., Толоконский А.О. и др. Автоматизация насосной станции №3 КСА / Сборник: Научная сессия МИФИ 2001. Т. 1. – С. 43.
5. Лебедев В.О., Толоконский А.О. и др. Система пожарной сигнализации, информационного обеспечения и видеонаблюдения / Сборник: Научная сессия МИФИ 2003. Т. 1. – С. 29.
6. Власов В.А., Толоконский А.О. Прикладной пакет создания АСУТП и конструирования оператора МикСис // Приборы и системы управления –1999. –№9. –С. 35.
7. Власов В.А., Толоконский А.О., Голованев В.Е. Вероятностные характеристики отказов систем отображения // Сборник: Научная сессия МИФИ 2005. Т.1. – С. 42.
8. Власов В.А., Голованев В.Е. Статистические испытания программных систем. / Сборник: Научная сессия МИФИ 2004. –С. 36–37.
9. Власов В.А., Голованев В.Е., Толоконский А.О. Анализ вероятности отказа систем отображения // Промышленные контроллеры АСУ. –2005. – №4. – С. 25.
10. Лебедев В.О., Комисарчук С.Ю., Обносов А.В. Структура и основные особенности программного комплекса создания систем управления «МикСис» ПТК УМИКОН // Промышленные контроллеры АСУ. –2004. – №1. С. 35–41.

Поступила в редакцию 24.04.2013 г.

### **Авторы**

Лебедев Владислав Олегович, ведущий инженер, кандидат техн. наук  
E-mail: lebedev-vo@yandex.ru

Толоконский Андрей Олегович, доцент, кандидат техн. наук  
E-mail: toloconne@yandex.ru

Королев Сергей Андреевич, доцент, кандидат техн. наук  
E-mail: litos\_mephi@mail.ru

Власов Виктор Александрович, профессор, доктор техн. наук  
E-mail: vlasov1941@yandex.ru

## IMPLEMENTATION OF THE EXPERIENCE IN DESIGNING APCS SYSTEMS FOR NUCLEAR FACILITIES BASED ON UMIKON PACKAGE IN THE EDUCATIONAL PROCESS

Lebedev V.O., Tolokonsky A.O., Korolev S.A., Vlasov V.A

National Research Nuclear University «MEPhI».  
31, Kashirskoe highway, Moscow, 115409, Russia

### ABSTRACT

The paper describes the experience in creating a training laboratory for designing an Automated Process Control System (APCS) for nuclear facilities based on the UMIKON hardware and software package which facilitates the engineering design process and helps to achieve more flexibility in upgrading APCS. Some issues of creating modern digital real-time systems and distributed automated control systems with multi-level hierarchy are considered. The article provides a list of practical skills required for APCS development at all design stages. The paper presents an emulator of control objects described by first and second order differential equations to study the settings of model laws of regulation resulting both in a proportional actuator and in an integrating mechanism with pulse-width modulation.

**Key words:** Automated Process Control System (APCS), process control systems, hardware and software package, training laboratory, technological process, technological parameters.

### REFERENCES

1. Vlasov V.A., Tolokonskij A.O. *Ispol'zovanie analiticheskogo konstruirovaniya reguljatorov pri vnezapnom izmenenii dinamicheskikh kharakteristik ob'ekta* [Analytical design of regulators under sudden changes in the dynamic characteristics of an object]. Sbornik: Nauchnaya sessiya MIFI. 2005. v.1, p. 45 (in Russian).
2. Lebedev V.O., Tolokonskij A.O. *Razrabotka PO ustroystva funktsional'noj proverki avtomaticheskoy zaschity reaktora* [Development of software for the functional testing device of the automatic reactor protection system]. Sbornik: Nauchnaya sessiya MIFI. 2002, v.1, p. 35 (in Russian).
3. Tolokonskij A.O. *Sredstva adaptivnogo optimal'nogo upravleniya v SCADA-sisteme MikSIS. Pribory i sistemy upravleniya* [Adaptive optimal control tools in the SCADA-MikSYS system]. 2007, no. 1, p. 15 (in Russian).
4. Slepetskij A.E., Tolokonskij A.O. *Avtomatizatsiya asosnoj stantsii №3 KSA* [Automation of pumping station №3 of the integrated automation system]. Sbornik: Nauchnaya sessiya MIFI. 2001, v.1, p. 43 (in Russian).
5. Lebedev V.O., Tolokonskij A.O. *Sistema pozharnoj signalizatsii, informatsionnogo obespecheniya I videonablyudenija* [Fire alarm, information support and video surveillance system]. Sbornik: Nauchnaya sessiya MIFI. 2003, v. 1, p. 29 (in Russian).
6. Vlasov V.A., Tolokonskij A.O. *Prikladnoj paket sozdaniya ASUTP i konstruirovaniya operatora MikSIS* [Application program package for SCADA development and MikSYS operator design]. *Pribory i sistemy upravleniya*. 1999, no. 9, p. 35.
7. Vlasov V.A., Tolokonskij A.O., Golovanov V.E. *Veroyatnostnye kharakteristiki otkazov system otobrazheniya* [Probabilistic characteristics of imaging system failures]. Sbornik: Nauchnaya sessiya MIFI. 2005, v.1, p. 42 (in Russian).
8. Vlasov V.A., Golovanov V.E. *Statisticheskie ispytaniya programmnyh system* [Statistical testing of software systems]. Sbornik: Nauchnaya sessiya MIFI. 2004, pp. 36-37 (in Russian).
9. Vlasov V.A., Golovanov V.E., Tolokonskij A.O. *Analiz veroyatnosti otkaza system otobrazheniya* [Analysis of imaging system failure rate]. *Promyshlennye*

*kontrollery ASU*. 2005, no. 4, p. 25.

10. Lebedev V.O., Komisarchuk S.Yu., Obnosov A.V. Struktura i osnovnye osobennosti programmnogo kompleksa sozdaniya system upravleniya MikSIS PTK UMIKON [Structure and characteristics of the MikSYS software package for designing control systems based on the UMIKON complex]. *Promyshlennye kontrollery ASU*. 2004, no. 1, pp. 35-41.

#### Authors

Lebedev Vladislav Olegovich., Chief Engineer, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: lebedev-vo@yandex.ru

Tolokonskiy Andrey Olegovich., Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: toloconne@yandex.ru

Korolev Sergej Andreevich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: litos\_mephi@mail.ru

Vlasov Viktor Aleksandrovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: vlasov1941@yandex.ru