

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

ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издается с 1993 г.

№2 2016 г.

СОДЕРЖАНИЕ

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

А.Н. Анохин, А.Е. Калинушкин, В.А. Горбаев, В.П. Сивоконь

Состояние и перспективы развития систем поддержки операторов АЭС 5

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

О.А. Плаксин

Кинетика формирования динамически устойчивых наноструктур при имплантации кварцевого стекла тяжелыми ионами с учетом дрейфа имплантированной массы 17

А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов

Измерение напряженного состояния сварных соединений технологического оборудования и циркуляционных трубопроводов АЭС на основе теории акустоупругости 26

Е.М. Львова, А.Н. Чебесков

Анализ привлекательности материалов применительно к топливному циклу быстрого реактора типа БН большой мощности 35

В.К. Милинчук, Э.Р. Клишпонт, В.И. Белозеров, И.С. Хаврошина, Э.И. Садиков

Превращения покрытий оксида алюминия при имитации факторов ядерных энергетических установок 45

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.И. Бараненко, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников, О.Э. Мурзина

Обоснование расчетов скорости эрозионно-коррозионного износа и остаточного ресурса трубопроводов АЭС по данным эксплуатационного контроля 55

О.Н. Андрианова, Г.Н. Мантуров, Е.В. Рожихин

Применение неаналоговых методов в коде MCNP для расчетного анализа измерений скоростей реакций на критических сборках БФС 66

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Ю.А. Казанский, Н.В. Иванов, М.И. Романов

Результаты трансмутации малых актинидов в спектре нейтронов реакторов на тепловых и быстрых нейтронах 77

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, А.И. Брежнев

Аналитические оценки параметров импульсов в модифицированной интегральной модели кинетики для импульсного реактора и подкритического блока 87

Д.Ф. Байбаков, А.В. Годовых, И.С. Мартынов, В.Н. Нестеров

Влияние нуклидного состава топливной загрузки на размножающие и воспроизводящие свойства активной зоны реакторной установки КЛТ-40С 99

*В.А. Елисеев, Л.В. Коробейникова, П.А. Маслов, И.В. Малышева,
В.И. Матвеев, И.В. Деменева*

О возможности использования нитридного и металлического топлива в активной зоне реактора МБИР 112

И.В. Шаманин, Ю.Б. Чертков, С.В. Беденко

Ториевая реакторная установка малой мощности, работающая в сверхдлинной кампании 121

Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев

Первоочередные задачи развития систем константного обеспечения расчетов реакторов и защиты 133

ХИМИЯ, ФИЗИКА И ТЕХНИКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ

*А.Ю. Легких, Р.Ш. Асхадуллин, П.Н. Мартынов, В.П. Мельников,
А.Н. Стороженко*

Концептуальные аспекты охлаждения корпуса плавильного агрегата тяжелым жидкометаллическим теплоносителем 143

*А.В. Безносков, Т.А. Бокова, О.О. Новожилова, А.Г. Мелузов,
Р.А. Метринский, Э.Г. Новинский*

Экспериментальные исследования процессов, сопровождающих межконтурную неплотность парогенератора в эксплуатационно-безопасных пределах в РУ с ТЖМТ 154

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

Г.К. Игнатенко, П.И. Гремченко, Ю.М. Глушков

О мониторинге концентрации водорода в подпочвенном воздухе на тектоническом разломе территории, прилегающей к АЭС 163

CONTENTS

NUCLEAR POWER PLANTS

Anokhin A.N., Kalinushkin A.E., Gorbaev V.A., Sivokon V.P.

NPP operator support systems: state of art and development prospects 5 (14)

NUCLEAR MATERIALS

Plaksin O.A.

Dynamically stable nanostructures in heavy-ion implanted silica glass 17 (24)

Trofimov A.I., Minin S.I., Trofimov M.A.

Measurement of the stressed state of welded joints in the NPP process components and circulation pipelines based on acoustoelasticity theory 26 (33)

L'vova E.M., Chebeskov A.N.

Analyses of the attractiveness of materials as applied to the fuel cycle of large capacity fast reactor of BN-type 35 (43)

Milinchuk V.K., Klinshpont E.R., Belozerov V.I., Khavroshina I.S., Sadikov E.I.

The transformation of the oxide coatings of aluminium by imitation factors of nuclear power plants 45 (54)

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

Baranenko V.I., Gulina O.M., Salnikov N.L., Murzina O.E.

Substantiation of FAC rate and service life estimation under operation control data 55 (64)

Andrianova O.N., Manturov G.N., Rozhikhin Ye.V.

Application of MCNP nonanalog techniques for calculations of reaction rate measurements at the BFS facilities 66 (74)

FUEL CYCLE AND NUCLEAR WASTE MANAGEMENT

Kazansky Yu.A., Ivanov N.V., Romanov M.I.

The results of the transmuted minor actinides with thermal and fast reactors neutrons 77 (85)

PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

Gulevich A.V., Kukharchuk O.F., Brezhnev A.I.

Analytical estimations of pulse parameters in the modified integral neutron kinetics model for pulsed reactor and subcritical block 87 (96)

Baybakov D.F., Godovykh A.V., Martynov I.S., Nesterov V.N.

The dependence of the nuclide composition of the fuel core loading on multiplying and breeding properties of the KLT-40S nuclear facility 99 (109)

Eliseev V.A., Korobeinikova L.V., Maslov P.A., Malysheva I.V., Matveev V.I., Demeneva I.V.
On feasibility of using nitride and metallic fuel in the MBIR reactor core 112 (118)

Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Yu.B.
Thorium-loaded low-power reactor installation operated
with super-long fuel residence time 121 (130)

Manturov G.N., Nikolaev M.N.
Priorities in the development of nuclear constants support system
for reactor and shielding calculations 133 (140)

CHEMISTRY, PHYSICS AND TECHNOLOGY OF REACTOR COOLANTS

Legkikh A.Yu., Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Melnikov V.P., Storozhenko A.N.
Conceptual aspects of melting unit vessel cooling by heavy liquid metal coolant 143 (151)

Beznosov A.V., Bokova T.A., Novozhilova O.O., Meluzov A.G., Metrinsky R.A., Novinsky E.G.
Experimental studies into the processes accompanying an intercircuit
steam generator break in the safe operating limits in HLMC reactor facilities 154 (161)

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF NUCLEAR POWER

Ignatenko G.K., Gremchenko P.I., Glushkov Yu.M.
Hydrogen concentration monitoring in subsoil air on tectonic faults
on the territory adjacent to NPP 163 (170)

СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ СИСТЕМ ПОДДЕРЖКИ ОПЕРАТОРОВ АЭС

А.Н. Анохин *, **А.Е. Калинушкин ****, **В.А. Горбаев ****, **В.П. Сивоконь *****

** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ*

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

*** Научно-исследовательский центр «Курчатовский институт»*

123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

**** АО «Русатом – Автоматизированные системы управления»*

109507, Москва, ул. Ферганская, д. 25



Рост интереса к системам поддержки операторов (СПО) АЭС стал поводом для подготовки предлагаемого аналитического обзора, где сформулирован ряд системных положений. Целью СПО АЭС является предотвращение или уменьшение частоты и тяжести ошибок операторов. Эта цель достигается за счет исполнения системой четырех функций поддержки: обеспечение осведомленности о ситуации, помощь в адекватной оценке ситуации, помощь в планировании действий и предотвращение ошибок при выполнении действий оператором. В качестве задач поддержки, обеспечивающих исполнение данных функций, рассматриваются пошаговое представление процедур, управление вниманием оператора и др. Предлагаются шесть критериев классификации СПО АЭС: по способу реализации, по технологическому уровню и участку, по виду поддержки, по типу задач оператора, по поддерживаемой фазе выполнения задачи и по поддерживаемому эксплуатационному режиму.

В результате анализа обоснованы основные функции, обеспечивающие эффективную поддержку оператора в различных эксплуатационных режимах АЭС. Предложенные функции ориентированы на существующее процедурное поле операторов, структуру и задачи системы верхнего блочного уровня АСУ ТП энергоблоков АЭС-2006.

Ключевые слова: атомная станция, оператор блочного пункта управления, система поддержки оператора, функция поддержки, задача поддержки.

ВВЕДЕНИЕ

Интерес к системам поддержки операторов (СПО) АЭС появился в начале 1980-х гг. Одним из катализаторов этого стала авария на американской АЭС ТМ1-II, происшедшая в 1979 г. Данную аварию можно было предотвратить, если бы операторы сопоставили друг с другом различные признаки, разобрались в ситуации и вовремя пришли к выводу, что поступающая к ним информация не отражает реального положения вещей – вытекания теплоносителя через незакрытый клапан в системе компенсации давления и вскипания теплоносителя, вызвавшего недостоверные показания уровнемера в компенсаторе объема.

Потребность в системах, помогающих операторам правильно понять ситуацию, возникла на фоне общего интереса к технологии искусственного интеллекта, особенно к

© **А.Н. Анохин, А.Е. Калинушкин, В.А. Горбаев, В.П. Сивоконь, 2016**

экспертным системам. В нашей стране свидетельством интереса к тематике СПО стали многочисленные научные мероприятия второй половины 1980-х – начала 1990-х гг., наиболее представительным из которых стал семинар МАГАТЭ «Системы поддержки операторов АЭС» (Москва, 1994). В основе создаваемых в те годы экспериментальных прототипов СПО АЭС лежали логические модели представления знаний, использующие логику предикатов, продукционные правила, деревья и диагностические таблицы. Реже встречались фреймовые и сетевые модели. Среди пионеров отечественной школы и технологий СПО АЭС следует выделить А.А. Башлыкова (ЦНИИКА, Москва), И.Д. Ракитина (ИАЭ им. И.В. Курчатова), А.Г. Чачко (Киевский институт автоматики) и др. Важнейшим результатом тех лет стало опытное внедрение на Игналинской и Калининской АЭС системы СПРИНТ [1], созданной коллективом ЦНИИКА. СПРИНТ – это система поддержки принятия решений с интеллектуальными механизмами поиска, знания в которой кодировались на языке исчисления предикатов. Созданием научных основ СПО блочного уровня занимались в ФЭИ, ИПУ, МИФИ, ИАТЭ. Многочисленные работы велись и по системам для решения частных задач диагностики на основе результатов неразрушающего контроля или данных о шумах, вибрации, течах и т.п.

С научной точки зрения, отечественные и зарубежные исследования развивались практически синхронно. Различие проявилось в их практической реализации. Уже в начале 1980-х гг. в США наметилось сужение задач поддержки оператора и доведение до промышленной реализации одного класса СПО – систем представления параметров безопасности (СППБ). Эти системы появились в результате извлечения уроков из аварии на ТМІ-II, а их задача состояла в слежении за состоянием критических функций безопасности (КФБ) и помощи оператору в восстановлении должного уровня выполнения этих функций. Внедрение таких систем «потянуло» за собой еще одну задачу – компьютеризацию симптомно-ориентированных аварийных инструкций (СОАИ), предназначенных для восстановления КФБ. Таким образом, СППБ и компьютеризованные процедуры стали первыми промышленными образцами СПО в США уже в первой половине 1980-х гг., в то время как в России СППБ стали внедряться только спустя десятилетие. Другая задача поддержки оператора, доведенная до промышленной реализации, – снижение объемов аварийной сигнализации путем фильтрации и упорядочения по приоритетности. Основные подходы к обработке сигнализации были сформированы в середине 1980-х гг. и внедрены уже в начале 1990-х гг. Скачок в промышленном внедрении СПО был совершен при вводе в эксплуатацию в 1996 г. первых «дисплейных» блочных пунктов управления (БПУ) на АЭС Kashiwazaki-Kariwa 6 (Япония) и Chooz B1 (Франция).

Обзор СПО, созданных в 1980–1990-х гг., представлен в [2] и в трех отчетах МАГАТЭ: Computer based aids for operator support in nuclear power plants (TECDOC-549, 1990); Development and implementation of COSS in nuclear installations (TRS-372, 1994); Computerized support systems in nuclear power plants (TECDOC-912, 1996). К середине 1990-х гг. вместе с общим спадом активности в ядерной энергетике начался длительный спад интереса к дальнейшим исследованиям в области СПО. Судя по публикациям, возрождение произошло уже в 2000-х гг. в Южной Корее и Китае. И хотя в этих работах применялись, в основном, давно известные методы, основанные на логике, либо конъюнктурные в то время нейронные сети и многоагентный подход, однако их основной вклад состоял в создании технологии и в наработке опыта прототипирования СПО. Для представления нынешней ситуации авторами выполнен аналитический обзор работ по СПО блочного уровня последнего десятилетия. Рассмотрено около 50-ти зарубежных статей, опубликованных в журналах издательства Elsevier, в трудах конференций NPIC&NMIT и др. В результате этого анализа был сформулирован перечень актуальных задач поддержки операторов БПУ энергоблоков серии АЭС-2006 для различных эксплуатационных режимов станции.

СИСТЕМНЫЕ АСПЕКТЫ СПО АЭС

Практически все исследователи единодушны в том, что *целью* СПО является предотвращение или уменьшение частоты и тяжести ошибок операторов, возникающих во время переходных процессов и нештатных ситуаций, когда операторы работают в условиях дефицита времени, быстро меняющейся картины и больших объемов информации, обуславливающих чрезмерно высокую рабочую нагрузку. Эта цель достигается за счет того, что система исполняет следующие *функции поддержки* оператора:

- обеспечивает осведомленность о состоянии технологического процесса, оборудования и возможных рисках;
- облегчает оценку ситуации и интерпретацию состояния станции или оборудования;
- помогает правильно планировать действия и приоритеты управления в соответствии с меняющимися условиями;
- способствует предотвращению ошибок при выполнении действий и контроле их результативности.

Исполнение этих функций может достигаться через решение различных *задач поддержки* оператора и их комбинаций, таких как пошаговое представление процедуры, акцентирование внимания оператора на важных признаках, соотнесение наблюдаемых симптомов с признаками известных ситуаций, фильтрация вторичной сигнализации и др.

Внедрение СПО в контур управления, а также общее повышение уровня автоматизации АЭС затрагивают тему оптимального распределения функций между человеком и автоматикой. Об опасности чрезмерной автоматизации, выводящей оператора из активного контура управления и делающей его пассивным наблюдателем, свидетельствуют многочисленные исследования [3]. Так, в [4] справедливо утверждается, что внедрение СПО потенциально опасно тем, что операторы начинают чрезмерно полагаться на систему, снижая при этом свою психическую и познавательную активность. В таком состоянии человеку бывает сложно обнаружить ошибку системы и уж тем более исправить ее [5]. С этих позиций недостаточно хорошо спроектированная система может ухудшить положение с ошибками операторов вместо ее улучшения. Для предотвращения возможных негативных последствий внедрения СПО необходим научно обоснованный подход к определению ее *роли и места* в процессе управления АЭС. Для этого выполним классификацию этих систем, используя как известные ранее, так и новые признаки (рис. 1).



Рис. 1. Классификация СПО АЭС

Рассмотрим вначале достаточно простые «формальные» признаки классификации. В соответствии с [5] СПО может существовать как независимая или как встроенная система. Независимые СПО характерны для традиционных БПУ с приборным, а не компьютеризованным интерфейсом. Они внедряются гораздо позже, чем сам БПУ, и предоставляют операторам полезную, но необязательную информацию, дополняющую штатные средства БПУ. Встроенная система проектируется вместе с БПУ и образует верхний уро-

вень компьютеризованного человеко-машинного интерфейса (ЧМИ) штатной АСУ ТП.

Другим простым признаком классификации СПО является ее отнесение к технологическому уровню или участку АЭС. Здесь можно выделить системы поддержки операторов станционного уровня, блочного уровня, реакторной, турбинной и электрической части, отдельных технологических систем и т.п.

Третьим важным качеством СПО является способ (вид) поддержки оператора. При интеллектуальной поддержке система берет на себя часть функций обработки технологической информации. При информационной поддержке система визуализирует информацию так, чтобы облегчить ее обработку человеком.

Характер поддержки существенно зависит от типа задачи (характера деятельности), выполняемой оператором. Типовыми задачами операторов АЭС являются контроль, регулирование, переключения, поиск неисправности, ремонт и восстановление, проверки и др.

Одним из наиболее информативных признаков классификации СПО является разделение по функциональному назначению. В [5] классификация функций СПО привязана к модели действия оператора, состоящей из четырех фаз: мониторинг и обнаружение; оценка ситуации; планирование ответных действий; исполнение действий. Используя эту модель, можно выделить системы поддержки процессов обнаружения ситуации, оценки ситуации, планирования действий и исполнения действий. Подобную модель «оперативного мышления» рассматривают авторы [1], выделившие следующие основные процессы исполнения задачи оператором: оценка состояния системы; определение целей и критериев эффективности; выработка решения, принятия решения; реализация решения; оценка результатов. Упомянутые модели не являются единственно возможными. В 1970–1980-е гг. отечественными психологами Д.А. Ошаниным, Б.Ф. Ломовым и другими предлагались структуры, разбивающие действие человека-оператора вплоть до десяти фаз: 1) образование мотива; 2) формулирование цели; 3) переработка текущей информации; 4) диагностирование; 5) планирование; 6) построение концептуальной модели; 7) принятие решения; 8) выполнение действия; 9) проверка результатов; 10) коррекция действия. Почему же рассмотрение функциональности СПО в контексте определенной фазы действия оператора столь важно?

Как отмечалось, СПО не должна заменять человека и брать его работу на себя. Ее цель – усилить возможности человека в тех действиях, которые он выполняет лучше машины. Иногда такое усиление достигается тем, что компьютер акцентирует внимание оператора на одном из десятков значимых признаков. В другом случае необходимо проконтролировать, не забыл ли человек выполнить определенную операцию. Иными словами, зачастую необходимо «поддерживать» не всю задачу, а лишь определенную ее фазу. Выявление таких критических и уязвимых фаз вытекает из анализа ошибок, допускаемых операторами на тренажере или в процессе эксплуатации, либо из экспертного анализа. Вводя классификацию систем по их ориентированности на поддержку определенной фазы выполнения задачи, мы получаем инструмент для выбора именно тех функций поддержки оператора, которые вносят наиболее существенный вклад в повышение надежности деятельности.

В заключение рассмотрим еще один важный признак классификации, существенно влияющий практически на все характеристики СПО, – эксплуатационный режим, для которого создается система – нормальная эксплуатация, эксплуатация с отклонениями, предаварийные ситуации и аварии различной тяжести (проектные, запроектные и тяжелые). Несмотря на отсутствие в литературе явных упоминаний о классификации СПО по эксплуатационным режимам разработчики чаще всего довольно четко позиционируют создаваемую систему и задают диапазон ее применимости, что

особенно отчетливо видно на примере СППБ. Привязка СПО к эксплуатационному режиму важна еще и потому, что от режима зависят тип применяемых процедур, цель, стратегия и задачи управления, разделение функций между человеком и автоматикой, психологические факторы и др. Учет обстоятельств, сопутствующих тому или иному режиму, позволяет более точно сформулировать требуемые функции поддержки и задачи информационного обеспечения оператора. Еще более «тонкая» классификация СПО и функций поддержки может быть выполнена наложением друг на друга фаз решения задачи и эксплуатационных режимов.

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ СПО АЭС

Как отмечалось, выделяются два типа поддержки операторов – интеллектуальная и информационная. В области *интеллектуальной поддержки* на сегодня в мире сложились три устойчивых класса систем, доведенных до уровня промышленной эксплуатации: системы обработки и представления сигнализации, системы представления КФБ и системы компьютеризованных процедур. Явным признаком этой сформированности служат три стандарта: МЭК 62241 – Функции и представление сигнализации; МЭК 60960 – Функциональные требования к СППБ для АЭС; МЭК 62646 – Компьютеризованные процедуры.

Системы обработки и представления сигнализации предназначены для снижения объема сигналов в критических ситуациях и эффективного управления вниманием операторов. В соответствии с МЭК 62241, это достигается тремя способами: динамическим изменением приоритетов сигналов, их фильтрацией (подавлением) и иерархической организацией. Иерархическая организация обычно состоит во введении трех уровней – обзорного, системного и индивидуальных сообщений. Понижение приоритета сигнала или его подавление происходит в случаях, когда сигнал отражает событие-следствие, не требует немедленной реакции оператора, является избыточным для текущего эксплуатационного режима, отмечает менее тяжелые нарушения в одном и том же оборудовании и т.п. [6]. В качестве методов и алгоритмов анализа применяются логические деревья событий, однако возможна более тонкая аналитическая обработка сигнализации, включающая в себя корреляционный и частотный анализы [7].

СППБ осуществляют расчет и отображение индикаторов безопасности, причин их деградации и способов восстановления. Требования к этим системам описаны в МЭК 60960, а технология их проектирования и закладываемые алгоритмы достаточно хорошо отработаны и описаны, в том числе и применительно к отечественным проектам [8].

Системы компьютеризованных процедур предназначены для сопоставления наблюдаемых симптомов с входными симптомами имеющихся процедур, выбора и пошагового представления подходящей процедуры и контроля ее исполнения. Основные положения представлены в МЭК 62646, однако их реализация требует решения двух научных проблем:

- разработка методов идентификации ситуации и выбор наиболее подходящей процедуры с использованием различных показателей релевантности [9];
- разработка подходов к автоматической генерации процедуры в случае ее отсутствия с применением, например, семантических сетей [10].

Современные тренды расширения интеллектуальной поддержки направлены в сторону систем оценки риска, прогнозирования, визуализации путей протекания и управления авариями (в том числе и тяжелыми), а также систем, основанных на знаниях и моделях и предназначенных для комплексной диагностики энергоблока и контроля правильности протекания эксплуатационных режимов. Довольно удач-

ной представляется классификация методов для такой диагностики, приведенная в [11]: методы, основанные на моделях, когда текущее поведение станции сравнивается с нормальным, представленным в виде математической модели; методы, основанные на данных, когда поведение станции анализируется с точки зрения зависимостей, полученных в результате обработки исторических данных с помощью многомерных статистических методов; методы, основанные на сигналах, когда текущие значения сигналов или технологических параметров сравниваются со значениями, считающимися нормой. По анализу литературы к методам первой группы можно отнести традиционные четкие и нечеткие продукционные правила, постулированные аварийные последовательности событий, семантические сети. Среди методов второй группы наибольшую популярность (более половины всех проанализированных публикаций) имеют нейронные сети, а в качестве новых интересных идей можно назвать применение алгоритмов динамической трансформации временной шкалы [12], байесовских сетей, регрессионных зависимостей. В третьей группе интересным опытом является использование контрольных карт Шухарта [13].

Основным направлением *информационной поддержки* операторов на сегодня является поиск таких способов интеграции и представления информации, которые способны облегчить быстрое понимание операторами сложившейся ситуации и своих действий в конкретных случаях. К числу интерфейсов, ориентированных на такую поддержку, сегодня следует отнести [14, 15] интерфейс, ориентированный на задачу, функционально-ориентированный интерфейс, экологический интерфейс, обзорный экран коллективного пользования и информационно насыщенный интерфейс (рис. 2).



Рис. 2. Типы СПО АЭС (исследовательские прототипы обрاملены серым)

Интерфейс, ориентированный на задачу (*task-based display*), предназначен для информационной поддержки оператора при выполнении одной конкретной задачи из заранее постулированного перечня [16]. На один видеокадр сводится только та информация, которая релевантна решаемой задаче, даже если эта информация относится к разным технологическим системам и использует разные принципы визуального кодирования. Если в процесс выполнения задачи вовлечены несколько технологических систем, то этот подход избавляет операторов от вторичной деятельности, т.е. от действий по переходу между видеокадрами.

Функционально-ориентированный интерфейс (*functional-oriented display*) предназначен для мониторинга некоторой технологической функции (мониторинг КФБ является частным случаем данного подхода). Для этого на мнемосхеме визуально выделяется каждая функциональная группа оборудования (т.е. оборудование, ответственное за обеспечение некоторой технологической функции). Иными слова-

ми, информация для оператора представляется в контексте выполнения некоторой технологической функции, а внимание оператора при этом переносится с состояния оборудования на состояние этой функции.

Экологический интерфейс (ecological interface design) – это представление информации, облегчающее восприятие и правильную интерпретацию данных, особенно в аномальных и незнакомых ситуациях. Суть метода состоит в представлении информации в образной форме, характеризующей физику происходящих процессов и позволяющей разобраться в ситуации независимо от того, насколько хорошо эта ситуация изучена и имеется ли для нее процедура. Первое упоминание о данной концепции было сделано в работе [17]. Отечественный опыт реализации экологического интерфейса для поддержки оператора в оценке баланса материальных потоков, входящих и исходящих из барабана-сепаратора РБМК, описан в [18].

Обзорный монитор (overview display) – это видеокادر, предназначенный для быстрой оценки одним взглядом состояния энергоблока или станции в целом и отображаемый на экране коллективного пользования (large screen display) или на индивидуальных рабочих станциях операторов. В отечественной практике обзорный экран впервые реализован на энергоблоке № 3 Калининской АЭС, после чего он стал тиражироваться во всех новых проектах. Из станций старого дизайна обзорный экран установлен на энергоблоках № 3, 4 Курской АЭС [19].

Технология информационно насыщенного интерфейса (information rich design) состоит в том, что каждый параметр представляется в виде диаграммы, включающей в себя временной график, уставки и цветовое кодирование [20]. Если все параметры находятся в пределах нормальной эксплуатации, то линии на рядом стоящих диаграммах складываются в общую прямую благодаря нормированию шкал. Данная технология применяется совместно с технологией приглушенного экрана (dull screen), состоящей в использовании пастельных тонов, на фоне которых яркие пятна, визуализирующие отклонения, быстро привлекают внимание.

ЗАДАЧИ ПОДДЕРЖКИ ОПЕРАТОРОВ БПУ АЭС-2006

Встраивание рассмотренных форм поддержки в деятельность операторов конкретной АЭС конкретной эксплуатирующей организации не является тривиальной задачей. Чтобы сформулировать, в чем должна состоять поддержка оператора, следует учесть несколько важных факторов. Рассмотрим их на примере строящихся российских АЭС с ВВЭР.

Прежде всего необходимо отметить, что деятельность оператора во всех эксплуатационных режимах осуществляется в рамках процедурного поля, очерченного следующими основными документами (естественно, этот список не является исчерпывающим): инструкцией по ликвидации нарушений (ИЛН), инструкцией по ликвидации аварий (ИЛА), руководством по управлению запроектными (РУЗА) и тяжелыми (РУТА) авариями. Верхний уровень документации образует технологический регламент безопасной эксплуатации, определяющий эксплуатационные пределы, пределы и условия безопасной эксплуатации. Второй особенностью является номенклатура функций безопасности, предусмотренных проектом для реакторов типа ВВЭР – их около 20-ти. Третьим фактором является структура, архитектура и функции автоматики и системы верхнего блочного уровня (СВБУ) АСУ ТП АЭС. Состав автоматических регуляторов, функционально-группового управления, алгоритмы защит и блокировок, эргономические решения видеокладов, система навигации СВБУ могут существенно повлиять на актуальность тех или иных форм поддержки операторов БПУ.

Исходя из характеристик проекта АЭС-2006 специалистами АО «ВНИИАЭС», АО «АЭП», АО ОКБ «Гидропресс», НИЦ «Курчатowski институт» и НВАЭС разработаны

функции СПО на различных уровнях «глубокоэшелонированной защиты» (ГЭЗ) (табл. 1). Основным средством для реализации функций поддержки операторов является СВБУ. Однако требуется определенная модификация представления состояния энергоблока на основе выполнения пределов и условий, обеспечивающих готовность к выполнению функций безопасности на первом и втором уровнях ГЭЗ. Отдельные задачи поддержки, необходимые для контроля и управления в условиях аварий с отказом СВБУ, должны реализовываться на альтернативных средствах, включая резервные мозаичные панели, мониторы систем безопасности и др. Средства аварийного КИП должны обеспечивать контроль выполнения КФБ, в том числе в условиях полной потери внешних и внутренних источников электроснабжения.

Таблица 1

Функции поддержки операторов БПУ АЭС-2006 на различных уровнях ГЭЗ

№ функции	Наименование функции СПО	Уровни ГЭЗ			
		1	2	3	4
1	Автоматизированное определение режима энергоблока (уровня ГЭЗ)	+	+	+	+
2	Определение состояния энергоблока (работа на мощности, выход на МКУ, горячее состояние и т.д.)	+	+		
3	Автоматический выбор уставок сигнализации в зависимости от текущего состояния энергоблока	+	+		
4	Подавление вторичной сигнализации, являющейся следствием первичной сигнализации	+	+		
5	Контроль эксплуатационных пределов и условий эксплуатации	+	+		
6	Мониторинг состояния основного оборудования энергоблока	+	+	+	+
7	Мониторинг систем безопасности	+	+	+	+
8	Контроль автоматического управления оборудованием	+	+	+	+
9	Рекомендации по оптимизации управления технологическим процессом	+			
10	Прогнозирование состояния энергоблока в режимах нормальной эксплуатации (с помощью модели энергоблока)	+			
11	Представление оперативному персоналу обобщенной информации по процедурам пуска/останова энергоблока, ввода/вывода оборудования, регламентных проверок, опробований и испытаний	+			
12	Периодический анализ изменения характеристик энергоблока	+			
13	Автоматизированное формирование протокола приема-сдачи смены	+	+		
14	Реакция на сигнал – представление оперативному персоналу электронного интерактивного аналога процедур при отклонении контролируемых параметров от допустимых значений	+	+		
15	Контроль пределов и условий безопасной эксплуатации	+	+	+	+
16	Представление оперативному персоналу электронного интерактивного аналога процедур по ликвидации нарушений нормальной эксплуатации в соответствии с ИЛН (СПО ННЭ)		+		
17	Представление оперативному персоналу электронного интерактивного аналога процедур по управлению проектными авариями в соответствии с ИЛА (СПО ПА)			+	
18	Поддержка для принятия решения при управлении в условиях запроектной аварии в соответствии с РУЗА (СППБ)			+	+
19	Поддержка для принятия решения при управлении в условиях тяжелой аварии в соответствии с РУТА (СПО ТА)				+

Очевидно, что предлагается далеко не полный объем задач СПО. Эти задачи будут возникать и решаться в процессе накопления опыта эксплуатации энергоблока, развития науки и техники, расширения возможностей интеллектуальной поддержки персонала, внедрения новых режимов эксплуатации, например, режимов суточного маневрирования мощностью.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании аналитического обзора предложена классификация СПО АЭС, выполняемая по шести критериям: по способу реализации, по технологическому уровню и участку, по виду поддержки, по типу задач, по поддерживаемой фазе выполнения задачи, по поддерживаемому эксплуатационному режиму. Выделены сложившиеся типы СПО АЭС, а также направления их дальнейшего развития. Предложены функции поддержки операторов БПУ АЭС-2006, состав которых зависит от уровня «глубокоэшелонированной защиты» и эксплуатационного режима станции.

Литература

1. Башлыков А.А., Еремеев А.П. Экспертные системы поддержки принятия решений в энергетике. – М.: Издательство МЭИ, 1994. – 216 с.
2. Анохин А.Н., Острейковский В.А. Вопросы эргономики в ядерной энергетике. – М.: Энергоатомиздат, 2001. – 344 с.
3. Голиков Ю.А., Костин А.Н. Психология автоматизации управления техникой. – М.: Институт психологии РАН, 1996. – 160 с.
4. Машин В.А. Компьютеризированные системы поддержки операторов АЭС (психологические проблемы) // Электрические станции. – 1995. – №7. С. 2–7.
5. Lee S.J., Seong P.H. Design of an integrated operator support system for advanced NPP MCRs: issues and perspectives / in Progress of Nuclear Safety for Symbiosis and Sustainability: Advanced Digital Instrumentation, Control and Information Systems for Nuclear Power Plants / H. Yoshikawa, Z. Zhang (eds.). – Springer, 2014. – Ch. 2. – PP. 11–26.
6. Десятников И.И., Ермолаев А.Д., Ракитин И.Д. Повышение качества информационного обеспечения оператора АЭС в аномальных ситуациях // Атомная техника за рубежом. – 1986. – №7. – С. 15–17.
7. Jang G.-S., Suh S.-M., Park J.-Y., Kim Y.-K. A framework of an active alarm processing for an advanced nuclear power plant / Proc. 6th ANS Int. Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies: NPIC & HMIT 2009 (Knoxville, TN, USA, April 5–9, 2009). – La Grange Park: ANS, 2009. – 10 p.
8. Подшибякин М.А., Васин В.М., Гермаш М.М., Стребнев Н.А., Мартынов А.В., Подшибякин А.К. Вопросы концепции создания системы представления параметров безопасности РУ ВВЭР / Материалы VIII Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, Россия, 28–31 мая 2013).
9. Hsieh M.-H., Hwang S.-L., Liua K.-H., Liangb S.-F.M., Chuangc C.-F. A decision support system for identifying abnormal operating procedures in a nuclear power plant // Nuclear Engineering and Design. – 2012. – Vol. 249. – PP. 413–418.
10. Niwa Y., Hollnagel E. Integrated computerization of operating procedures // Nuclear Engineering and Design. – 2002. – Vol. 213. – PP. 289–301.
11. Ma J., Jiang J. Applications of fault detection and diagnosis methods in nuclear power plants: a review // Progress in Nuclear Energy. – 2011. – Vol. 53. – PP. 255–266.
12. Galbally J., Galbally D. A pattern recognition approach based on DTW for automatic transient identification in nuclear power plants // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – Vol. 81. – PP. 287–300.
13. Hwang S.-L., Lina J.-T., Lianga G.-F., Yaua Y.-J., Yennb T.-C., Hsub C.-C. Application control chart concepts of designing a pre-alarm system in the nuclear power plant control room // Nuclear Engineering and Design. – 2008. – Vol. 238. – PP. 3522–3527.
14. Анохин А.Н. Адаптивный интерфейс для операторов сложных систем / Труды XII Всероссийского совещания по проблемам управления: ВСПУ-2014 (Москва, 16–19 июня 2014). – М.: ИПУ им. В.А. Трапезникова РАН, 2014. – С. 6345–6356.

15. *Kvalem J., Braseth A.O., Hurlen L., Karlsson T., Nihlwing C.* What constitutes a good human system interface? Lessons learned from Halden project research // Proc. 7th ANS Int. Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies: NPIC & HMIT 2010 (Las Vegas, November 7–11, 2010). – La Grange Park: ANS, 2010. – 12 p.

16. *Andresen G.* Information display design: three attempts at superseding the traditional process mimic display / Simulator-based human factors studies across 25 years: The history of the Halden man-machine laboratory / A.B. Skjerve, A. Bye (eds.). – London: Springer-Verlag, 2011. PP. 169–180.

17. *Vicente K. J., Rasmussen J.* Ecological interface design: theoretical foundations // IEEE Transactions on Systems, Man, and Cybernetics. – 1992. – Vol. 22, – № 4. – PP. 589–606.

18. *Anokhin A., Ivkin A.* Evaluation of ecological interface design for supporting cognitive activity of nuclear plant operators / Proc. 5th Int. Conference on Applied Human Factors and Ergonomics: AHFE 2014 (Krakow, 19–23 July, 2014). – Stoughton: The Printing House, 2014. – PP. 260–270.

19. *Anokhin A., Lourie V., Dzhumayev S., Golovanev V., Kompanietz N.* Upgrade of the Kursk NPP main control room (case study) / Proc. Int. Control Room Design Conference: ICOCO 2010 (Paris, France, October 25–26, 2010) / Edited by J. Wood. – Loughborough: IEHF, 2010. – PP. 207–214.

20. *Braseth A.O., Nurmilaukas V., Laarni J.* Realizing the information rich design for the Loviisa nuclear power plant // Proc. 7th ANS Int. Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies: NPIC & HMIT 2010 (Las Vegas, NM, USA, November 7–11, 2010). – La Grange Park: ANS, 2010. – 12 p.

Поступила в редакцию 30.03.2016 г.

Авторы

Анохин Алексей Никитич, профессор, доктор технических наук, заведующий кафедрой автоматизированных систем управления
E-mail: anokhin@obninsk.ru

Калинушкин Андрей Евгеньевич, кандидат технических наук, начальник отдела Курчатовского ядерно-технологического комплекса
E-mail: ocud-main@nrcki.ru

Горбаев Владимир Алексеевич, заместитель руководителя отделения Курчатовского ядерно-технологического комплекса
E-mail: Gorbaev_VA@nrcki.ru

Сивоконь Владимир Петрович, кандидат технических наук, советник генерального директора
E-mail: v.sivokon@gmail.com

UDC 004.89:621.039

NPP OPERATOR SUPPORT SYSTEMS: STATE OF ART AND DEVELOPMENT PROSPECTS

Anokhin A.N. *, Kalinushkin A. E. **, Gorbaev V.A. **, Sivokon V.P. ***

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

** Research Centre «Kurchatov Institute».

1 Academic Kurchatov sq., Moscow, 123182 Russia

***«Rusatom Automated Control Systems» JSC.

25 Ferganskaya str., Moscow, 109507 Russia

ABSTRACT

The growing interest in the subject of NPP operator support systems (OSS) inspired us to prepare an analytical review which is described in the present article. The following systemic principles are proposed as a result from this review. The aim of NPP OSS is to prevent or decrease frequency and importance of operators' errors. In order to achieve

this aim OSS should perform four operator support functions, namely: facilitation of situation awareness, assistance in adequate estimation of situation, assistance in planning of reaction and prevention of errors when performing actions. Performance of the functions is ensured by execution of support tasks, such as step-by-step representation of operating procedures, operators' attentional control, etc. Six criteria for categorization of NPP OSS are proposed, namely: way of realization, covered part of NPP, type of support, type of task, task execution phase to be supported and relevance to operational mode.

Currently, two types of operator support are used, namely intellectual and information support. Safety parameters display system, alarm processing and presentation system and computerized procedure system can be attributed to the first group. The second group comprises overview display, task-based display and function-oriented display. The following trends of NPP OSS development became apparent: risk estimation and accident management systems, overall diagnosis and operational mode supervision systems, ecological interface design and information rich design.

The proposed systematization enables to identify the most effective operator support functions depending of NPP operational mode. These functions are oriented to the AES-2006 type of NPP as well as to the set of operational procedures available for MCR operators and to functionality of power unit I&C system.

Key words: nuclear power plant, main control room operator, operator support system, support function, task of support

REFERENCES

1. Bashlykov A.A., Ereemeev A.P. *Ekspertnye sistemy podderzhki prinyatiya reshenij v energetike* [Expert systems for support of decision making in power engineering]. Moscow. MEI Publ., 1994. 216 p. (in Russian).
2. Anokhin A.N., Ostrejkovskij V.A. *Voprosy ergonomiki v yadernoj energetike* [Ergonomics issues in application to nuclear power engineering]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 2001. 344 p. (in Russian).
3. Golikov YU.A., Kostin A.N. *Psikhologiya avtomatizatsii upravleniya tekhnikoj* [Psychological aspect of automation of control in technical systems]. Moscow. IPRAN Publ., 1996. 160 p. (in Russian).
4. Mashin V.A. *Komp'yuterizirovannye sistemy podderzhki operatorov AES (psikhologicheskie problemy)* [Computerized systems for support of NPP operators: psychological issues]. *Elektricheskie Stantsii*, 1995, no. 7, pp. 2–7 (in Russian).
5. Lee S.J., Seong P.H. Design of an integrated operator support system for advanced NPP MCRs: issues and perspectives. In: *Progress of Nuclear Safety for Symbiosis and Sustainability: Advanced Digital Instrumentation, Control and Information Systems for Nuclear Power Plants* by H. Yoshikawa, Z. Zhang (eds.). Springer, 2014. Ch. 2, pp. 11–26.
6. Desyatnikov I.I., Ermolaev A.D., Rakitin I.D. *Povyshenie kachestva informatsionnogo obespecheniya operatora AES v anomal'nykh situatsiyakh* [Improvement of information support of NPP operator under abnormal situations]. *Atomnaya Tekhnika za Rubezhom*, 1986, no. 7, pp. 15–17 (in Russian).
7. Jang G.-S., Suh S.-M., Park J.-Y., Kim Y.-K. A framework of an active alarm processing for an advanced nuclear power plant. *Proc. 6th ANS Int. Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies: NPIC & HMIT 2009*. La Grange Park, ANS, 2009.
8. Podshibyakin M.A., Vasin V.M., Germash M.M., Strebnev N.A., Martynov A.V., Podshibyakin A.K. *Voprosy kontseptsii sozdaniya sistemy predstavleniya parametrov bezopasnosti RU VVER* [Issues of the concept of developing the system for displaying safety parameters of VVER RP]. *Materialy VIII Mezhdunarodnoj nauchno-tekhnicheskoy konf. «Obespechenie bezopasnosti AES s VVER»* (Proc. 8th Int. Conf. on Safety Assurance of NPP with WWER). Podol'sk. Gidropress Publ., 2013.
9. Hsieh M.-H., Hwanga S.-L., Liua K.-H., Liangb S.-F.M., Chuangc C.-F. A decision support system for identifying abnormal operating procedures in a nuclear power plant. *Nuclear*

- Engineering and Design*. 2012, v. 249, pp. 413–418.
10. Niwa Y., Hollnagel E. Integrated computerization of operating procedures. *Nuclear Engineering and Design*. 2002, v. 213, pp. 289–301.
11. Ma J., Jiang J. Applications of fault detection and diagnosis methods in nuclear power plants: a review. *Progress in Nuclear Energy*. 2011, v. 53, pp. 255–266.
12. Galbally J., Galbally D. A pattern recognition approach based on DTW for automatic transient identification in nuclear power plants. *Annals of Nuclear Energy*. 2015, v. 81, pp. 287–300.
13. Hwang S.-L., Lina J.-T., Lianga G.-F., Yaua Y.-J., Yennb T.-C., Hsub C.-C. Application control chart concepts of designing a pre-alarm system in the nuclear power plant control room. *Nuclear Engineering and Design*. 2008, v. 238, pp. 3522–3527.
14. Anokhin A.N. Adaptivnyj interfejs dlya operatorov slozhnykh sistem [An adaptive interface for complex system operators]. *Trudy XII Vserossijskogo soveshchaniya po problemam upravleniya: VSPU-2014* (Proc. 12th All-Russian Topical Meeting on Problems of Control). Moscow. Institut problem upravleniya im. V.A. Trapeznikova RAN Publ., 2014, pp. 6345–6356 (in Russian).
15. Kvalem J., Braseth A.O., Hurlen L., Karlsson T., Nihlwing C. What constitutes a good human system interface? Lessons learned from Halden project research. *Proc. 7th ANS Int. Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies: NPIC & HMIT 2010*. Las Vegas, 2010.
16. Andresen G. Information display design: three attempts at superseding the traditional process mimic display. In: *Simulator-Based Human Factors Studies Across 25 Years: The History of the Halden Man-Machine Laboratory* by A.B. Skjerve, A. Bye (eds.). London: Springer-Verlag, 2011, pp. 169–180.
17. Vicente K. J., Rasmussen J. Ecological interface design: theoretical foundations. *IEEE Transactions on Systems, Man, and Cybernetics*. 1992, v. 22, no. 4, pp. 589–606.
18. Anokhin A., Ivkin A. Evaluation of ecological interface design for supporting cognitive activity of nuclear plant operators. *Proc. 5th Int. Conf. on Applied Human Factors and Ergonomics 2014*. Krakow, 2014, pp. 260–270.
19. Anokhin A., Lourie V., Dzhumaev S., Golovanev V., Kompanietz N. Upgrade of the Kursk NPP main control room (case study). *Proc. Int. Control Room Design Conf.: ICOCO 2010*. Loughborough, IEHF, 2010, pp. 207–214.
20. Braseth A.O., Nurmilaikas V., Laarni J. Realizing the information rich design for the Loviisa nuclear power plant. *Proc. 7th ANS Int. Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies: NPIC & HMIT 2010*. La Grange Park, ANS, 2010.

Authors

Anokhin Alexey Nikitich, Chair of Dept. for Computer-Aided Control Systems,
Professor, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: anokhin@obninsk.ru

Kalinushkin Andrej Evgen'evich, Head of Dept. in the Institute for Nuclear Reactors,
Cand. Sci (Engineering)
E-mail: ocud-main@nrcki.ru

Gorbaev Vladimir Alexeevich, Deputy Head in the Institute for Nuclear Reactors,
E-mail: Gorbaev_VA@nrcki.ru

Sivokon Vladimir Petrovich, Cand. Sci (Engineering), Advisor of Director General
E-mail: v.sivokon@gmail.com

КИНЕТИКА ФОРМИРОВАНИЯ ДИНАМИЧЕСКИ УСТОЙЧИВЫХ НАНОСТРУКТУР ПРИ ИМПЛАНТАЦИИ КВАРЦЕВОГО СТЕКЛА ТЯЖЕЛЫМИ ИОНАМИ С УЧЕТОМ ДРЕЙФА ИМПЛАНТИРОВАННОЙ МАССЫ

О.А. Плаксин

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040 Россия, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1*

Р

Поиск и исследование структур, устойчивых к облучению, относятся к важным задачам радиационного материаловедения, включая проблемы радиационной стойкости конструкционных материалов и материалов диагностических систем ядерной энергетики. Оптические измерения в процессе имплантации тяжелых ионов в диэлектрики позволяют обнаруживать состояния структуры, динамически устойчивые во время облучения. В работе проведен анализ кинетики формирования динамически устойчивых наноструктур при имплантации кварцевого стекла ионами Au⁺ и Si⁺ с энергией 60 кэВ в рамках одномерной модели эволюции распределения имплантированных атомов по глубине, учитывающей распыление поверхности имплантированного слоя, производство и диффузию имплантированной массы. Предложены способы оценки вкладов этих процессов в кинетику с использованием экспериментальных данных по распылению, изменению оптических свойств и изображений структуры. В первой части исследований [1] было установлено, что распыление поверхности доминирует в кинетике насыщения при имплантации кварцевого стекла ионами Au⁺. В данной работе показано, что формирование динамически устойчивых структур при имплантации ионов Si⁺ контролируется дрейфом имплантированной массы, а также продемонстрирован механизм формирования обедненной зоны в динамически устойчивой структуре.

Ключевые слова: имплантация тяжелых ионов, радиационно-индуцированные процессы, наноструктуры, устойчивость при облучении.

ВВЕДЕНИЕ

В первой части исследований [1] ранее полученные экспериментальные данные были использованы для теоретического анализа кинетики формирования динамически устойчивых структур при имплантации кварцевого стекла ионами Au⁺ и Si⁺ с энергией 60 кэВ. Анализ проводился в рамках одномерной модели эволюции распределения имплантированных атомов по глубине, учитывающей распыление поверхности имплантированного слоя, производство и диффузию имплантированной массы. Теоретический анализ показал, что в состоянии насыщения количество имплантированных атомов, оставшихся в облучаемой подложке (максимальный удержанный флюенс), не зависит от дета-

© О.А. Плаксин, 2016

лей распределения имплантируемых ионов по длине пробега. Максимальный удержанный флюенс определяется соотношениями между потоком имплантируемых ионов, проективным пробегом ионов, скоростью распыления поверхности и коэффициентом диффузии имплантированных атомов. Был предложен способ оценки вклада распыления поверхности в кинетику насыщения, основанный на расчете максимального удержанного флюенса из экспериментальных данных по скорости распыления и сравнении полученного расчетного значения со значением, измеренным экспериментально, например, при регистрации спектров оптического поглощения нанокompозитов во время ионной имплантации. Оценки, проведенные предложенным способом, показали, что распыление поверхности доминирует в кинетике насыщения при имплантации кварцевого стекла ионами Au^- с энергией 60 кэВ. При имплантации кварцевого стекла ионами Cu^- с энергией 60 кэВ вклады распыления поверхности и диффузии имплантированной массы не являются доминирующими.

В данной работе рассматривается вклад дрейфа имплантированной массы в кинетику насыщения имплантированного слоя при имплантации кварцевого стекла ионами Cu^- с энергией 60 кэВ.

ДРЕЙФ ИМПЛАНТИРОВАННОЙ МАССЫ

В отличие от диффузии направленный поток (дрейф) имплантированной массы к поверхности может приводить к уменьшению времени насыщения. Дрейф вызывается градиентами химического потенциала, связанными с механическими напряжениями, электрическим полем, градиентами температур и т.д. Рассмотрим влияние электрических полей, возникающих в имплантируемом слое.

Имплантация ионов в диэлектрик сопровождается ионизацией атомов (производством электрон-дырочных пар) и появлением положительного пространственного заряда в имплантируемом слое. Пространственный заряд возникает в результате эмиссии электронов с облучаемой поверхности и по причине различия в подвижности между образовавшимися в имплантируемом слое свободными электронами и дырками. Пространственный заряд наводит электрическое поле, вызывающее дрейф подвижных носителей заряда в объеме диэлектрика. Вследствие высокой подвижности свободных электронов в кварцевом стекле ($21 \text{ см}^2/\text{В}\cdot\text{с}$ [2]) изменения плотности пространственного заряда и связанного с ним электрического поля происходят намного быстрее, чем изменения концентрации имплантированных атомов. Соответственно, перераспределение имплантированных атомов происходит в условиях, когда в каждом элементе объема имплантируемого слоя поддерживается динамическое равновесие между производством заряда $G_q(x)$ и градиентом плотности тока $J(x)$:

$$G_q(x) + \partial J(x)/\partial x = 0. \quad (1)$$

Согласно [3, 4], во время имплантации ионов Cu^- с энергией 60 кэВ такое динамическое равновесие возникает при флюенсе выше 10^{14} ионов/ см^2 .

При имплантации кварцевого стекла ионами Cu^- с энергией 60 кэВ в переносе заряда участвуют ионы Cu^+ , образующиеся в результате ионизации имплантированных атомов меди [3]. Доля атомов меди (p), перешедших в состояние Cu^+ , определяется динамическим равновесием между производством ионов Cu^+ и рекомбинацией этих ионов с электронами. Под действием электрического поля, индуцированного пространственным зарядом, возникает дрейф ионов Cu^+ с плотностью электрического тока

$$J_{\text{Cu}^+}(x,t) = e\mu E p N(x,t), \quad (2)$$

где подвижность ионов μ , напряженность электрического поля E и атомная доля p зависят от координат и времени. Соответственно, плотность потока ионов Cu^+ равна плотности тока (2), деленной на элементарный заряд e .

Чтобы учесть распыление, дрейф и диффузию одновременно, в уравнение (13) [1] следует добавить градиент плотности потока ионов Cu^+ :

$$\partial N(x,t)/\partial t = G(x) + SF \cdot \partial N(x,t)/\partial x - \mu E p N(x,t)/\partial x + D \cdot \partial^2 N(x,t)/\partial x^2. \quad (3)$$

Соответствующий стационарный концентрационный профиль в пределе медленной диффузии ($D \ll (SF - \mu E p) R_p$) дается выражением

$$N(x, \infty) = \int_x^{\infty} G(x) dx / (SF - \mu E p). \quad (4)$$

Уравнение (4) нельзя применять, если разность $SF - \mu E p$ обращается в ноль. Неограниченному увеличению концентрации меди в этом случае препятствует диффузия. Время жизни ионов Cu^+ в области, где $SF - \mu E p = 0$, составляет порядка R_p^2/D .

Для количественных оценок в формуле (4) произведение $\mu E p$ будем считать константой. Это условие соответствует предположению, что действует постоянное электрическое поле, а облучение равномерно по глубине стимулирует подвижность ионов Cu^+ , причем зависимость концентрации ионов Cu^+ от глубины повторяет концентрационный профиль $N(x,t)$ для имплантированных атомов меди (p – константа). Тогда время насыщения составит

$$t_s = \Phi(\infty)/F = R_p/(SF - \mu E p). \quad (5)$$

Оценим концентрацию ионов Cu^+ , при которой дрейф оказывает заметное влияние на время насыщения. Согласно [5], пространственный заряд наводит в имплантируемом слое поле напряженностью порядка 10^3 В/см. Используя соотношение Эйнштейна и данные работы [6] о коэффициенте диффузии ($\sim 10^{-11}$ см²/с) ионов Cu^+ в кварцевом стекле при температуре 450°C , можно оценить подвижность ионов ($\sim 10^{-10}$ см²/В·с). Скорость дрейфа μE составит 10^{-7} см/с. При плотности потока ионов порядка 10^{14} ионов/см²с скорость распыления SF составляет приблизительно 10^{-9} см/с. Такой же порядок имеет произведение $\mu E p$ при $p = 10^{-2}$.

Информация о концентрации ионов Cu^+ в имплантируемом слое была получена при измерении спектров радиационно-индуцированной люминесценции кварцевого стекла, облучаемого ионами Cu^- с энергией 60 кэВ [3]. В работе [3] представлены дозовые зависимости эффективности люминесценции ионов Cu^+ (дозовые зависимости отношения I/F , где I – интенсивность люминесценции). Было отмечено совпадение дозовых зависимостей, измеренных при различных плотностях тока ионов от 5 до 75 мкА/см², до флюенса $2 \cdot 10^{16}$ ионов/см². Совпадение означает одинаковую дозовую зависимость числа ионов Cu^+ в имплантируемом слое при различных потоках ионов. В работе [3] предполагали, что совпадение имело место, пока имплантированный слой представлял собой твердый раствор меди в кварцевом стекле. Отношение средних концентраций Cu^+/Cu , т.е. p , пропорционально выражению $I/F\Phi(t)$. Отметим, что при $t \ll t_s$ удержанный флюенс $\Phi(t)$ приблизительно равен Ft . Таким образом, при малых флюенсах доля p пропорциональна отношению эффективности люминесценции ионов Cu^+ к флюенсу имплантируемых ионов (I/F^2t).

Вычислить коэффициент пропорциональности между долей p и отношением I/F^2t не представлялось возможным, поскольку интенсивность люминесценции измеряли в относительных единицах. Вместо расчета коэффициента пропорциональности, шкалу относительных единиц подобрали так, чтобы I/F^2t было равно p . В частности, было отмечено, что при облучении с постоянным потоком ионов (от 5 до 75 мкА/см²) до флюенса $1 \cdot 10^{16}$ ионов/см² эффективность люминесценции увеличивалась почти пропорционально флюенсу ионов (Ft). Это означало, что отношение средних концентраций Cu^+/Cu в твердом растворе не зависело от флюенса и потока ионов. Поскольку имплантированный слой находится в области положительного пространственного заряда,

преимущественным состоянием меди при малых флюенсах является состояние Cu^+ , что соответствует $p \approx 1$. Таким образом, появляется возможность нормировать отношение I/F^2t при малых флюенсах и затем оценить p . Нормированное отношение I/F^2t дает нижнюю оценку p , поскольку $\Phi(t) \leq Ft$.

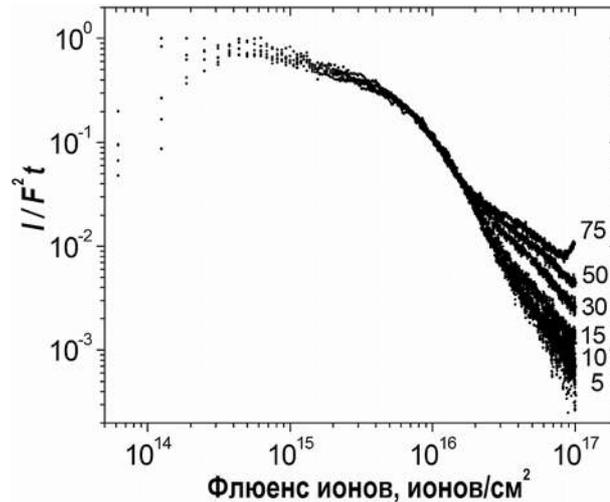


Рис. 1. Зависимости отношения I/F^2t от флюенса ионов для кварцевого стекла, имплантированного ионами Cu^- с энергией 60 кэВ при различных потоках ионов. Числа возле кривых показывают плотность тока ионов ($\text{мкА}/\text{см}^2$)

Дозовые зависимости нормированного отношения I/F^2t представлены на рис. 1. Уменьшение отношения I/F^2t с ростом флюенса до $1 \cdot 10^{16}$ ионов/ см^2 , в основном, связано с внешним массопереносом ($\Phi(t) \leq Ft$). Последующее образование кластеров из атомов меди (до флюенса $2 \cdot 10^{16}$ ионов/ см^2) и затем наночастиц меди приводит к снижению эффективности люминесценции [3]. Равновесие между двумя фазами (твердым раствором и наночастицами металла) в имплантированном слое оказывается чувствительным к потоку имплантируемых ионов. Это проявляется в различии дозовых зависимостей эффективности люминесценции для разных потоков ионов при флюенсе более $2 \cdot 10^{16}$ ионов/ см^2 .

Согласно рис. 1, изменения отношения I/F^2t происходят в пределах $1.0 - 1 \cdot 10^{-3}$. Нижняя граница этого диапазона повышается с увеличением потока ионов. При потоке ионов $75 \text{ мкА}/\text{см}^2$ отношение I/F^2t превышает $1 \cdot 10^{-2}$ почти во всем диапазоне флюенса ионов вплоть до насыщения. Это указывает на возможность значительного вклада дрейфа ионов Cu^+ в кинетику насыщения.

В соответствии с выражением (5), дрейф приводит к уменьшению времени насыщения, если поле направлено в сторону поверхности, т.е. при $E < 0$. При выводе формулы (5) не учитывали возможность изменения направления электрического поля при изменении координат. В частности, эмиссия электронов приводит к появлению в приповерхностном слое электрического поля, направленного в сторону поверхности. Однако в более глубоких областях различие в диффузионной подвижности электронов и дырок наводит электрическое поле, направленное в глубину материала [5]. Изменение направления поля означает, что напряженность поля обращается в ноль на некоторой глубине x_1 . В этом случае поле притягивает носители отрицательного заряда в область x_1 и выталкивает из нее носители положительного заряда.

Изображение динамически устойчивой структуры (рис. 2) наводит на мысль о том, что направление электрического поля изменяется в области обедненного слоя. Поскольку скорость дрейфа ионов Cu^+ может быть достаточно высокой, чтобы оказывать влияние на время насыщения, появляются основания предположить, что образование обед-

ненного слоя в динамически устойчивой структуре связано с выталкивающим действием электрического поля на эти ионы.

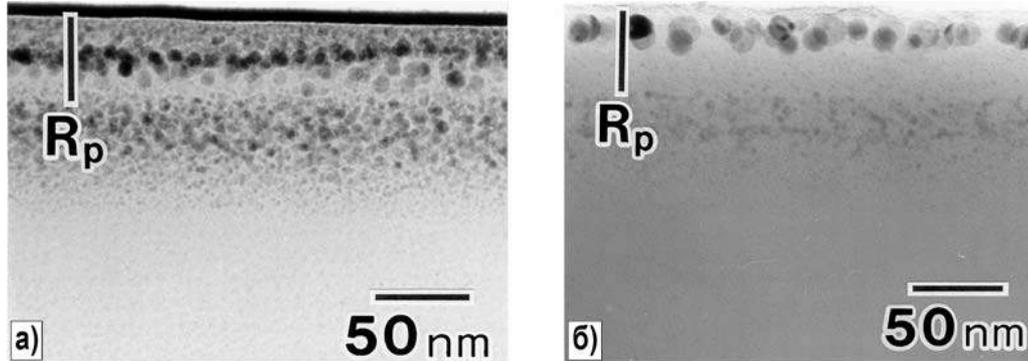


Рис. 2. Изображения, полученные в электронном микроскопе для поперечных сечений подложек из кварцевого стекла, имплантированных ионами Si^- с энергией 60 кэВ до флюенса $1 \cdot 10^{17}$ ионов/ см^2 . Плотность тока ионов ($\text{мкА}/\text{см}^2$): а) – 30; б) – 100

Предположим, что электрическое поле в пределах имплантированного слоя линейно зависит от глубины:

$$E(x) = (x - x_1)\rho/\epsilon_0, \quad (6)$$

где $0 \leq x \leq 2R_p$; ρ – средняя плотность электрического заряда в имплантированном слое; ϵ_0 – электрическая постоянная. Поле и дрейфовый ток меняют направление при x_1 . При $x < x_1$ поле и дрейфовый ток направлены в сторону поверхности ($E(x) < 0$), что соответствует условию уменьшения времени насыщения (5).

Подставим в уравнение (3) линейную зависимость электрического поля от глубины (6). Используем равномерное распределение имплантируемых ионов, представленное формулой (10) [1], и предположим, что дрейф ионов Cu^+ и диффузия протекают только в пределах имплантированного слоя ($0 \leq x \leq 2R_p$). Соответствующий этим условиям стационарный концентрационный профиль имеет минимум на глубине x_{\min} :

$$N(x, \infty) = F\tau/2R_p + b \cdot (2\pi\tau/D)^{1/2} \cdot \exp\{(x-x_{\min})^2/2D\tau\} \cdot \text{erf}(|x-x_{\min}|/(2D\tau)^{1/2}), \quad (7)$$

где $\tau = 1/(\mu(\rho/\epsilon_0)p)$; D , μ и ρ – константы, отличные от нуля в пределах имплантированного слоя. Первое слагаемое в этой формуле соответствует концентрации имплантированных атомов в минимуме $N(x_{\min}, \infty)$. Положение минимума x_{\min} относительно положения нуля (x_1) зависит от отношения скоростей распыления и дрейфа:

$$x_{\min}/x_1 = 1 - SF/\mu E(0)p. \quad (8)$$

Поскольку $E(0) < 0$, минимум смещен в глубь имплантированного слоя ($x_{\min} > x_1$).

Константа интегрирования b в формуле (7) определяется из граничных условий:

$$F = (SF - \mu E(0)p) \cdot N(0, \infty). \quad (9)$$

Для дальнейших оценок было использовано приближение $(D\tau)^{1/2} \gg 2R_p$. В этом приближении было получено аналитическое выражение для константы b , рассчитано отношение концентраций меди между поверхностью и серединой обедненной зоны

$$N(0, \infty) / N(x_{\min}, \infty) = 2R_p/x_{\min}, \quad (10)$$

а также получена формула для времени насыщения

$$t_s = \Phi(\infty)/F = (x_{\min}/R_p) \cdot (1 + (2R_p/x_{\min} - 1)^2/2) \cdot R_p / (SF - \mu E(0)p). \quad (11)$$

Формулы (10) и (11) позволяют делать выводы о кинетике насыщения на основании неравновесных фазовых диаграмм и изображений динамически устойчивой структуры. В соответствии с рис. 2 середина обедненной зоны (x_{\min}) расположена на глубине около 40 нм. Расчет по формуле (10) при $x_{\min} = 40$ нм и $R_p = 51$ нм показывает, что в состоянии насыщения концентрация имплантированных атомов меди на поверхности более чем в два с половиной раза превышает концентрацию в минимуме. При указанных значениях x_{\min} и R_p из формулы (11) следует, что дрейф ионов Cu^+ приводит к уменьшению времени насыщения, если $|\mu E(0)p|/SF > 0.7$. Отношение $|\mu E(0)p|/SF$ можно определить с помощью формулы (11) и значений удержанного флюенса, взятых из фазовой диаграммы (рис. 2б [1]). Подстановка полученных значений в формулу (9) позволяет найти положение нуля (x_1) электрического поля. Использование данных по распылению (см. рис. 1) вместе с расчетными значениями отношения $|\mu E(0)p|/SF$ в формуле (9) позволяет рассчитать концентрации меди у поверхности имплантированного слоя и в минимуме стационарного концентрационного профиля.

Результаты расчетов отношений $|\mu E(0)p|/SF$ и x_{\min}/x_1 , а также атомных долей меди при x_{\min} и $x = 0$ представлены в табл. 1. Отметим, что табличные данные имеют более общий характер по сравнению с предложенной моделью дрейфа ионов Cu^+ , поскольку дрейф имплантированной массы может вызываться и другими причинами. Расчеты показывают, что вклад дрейфа имплантированной массы в кинетику насыщения доминирует, причем он возрастает при увеличении потока имплантируемых ионов. Ноль скорости дрейфа расположен вблизи обедненной зоны ($x_1 = 30 - 32$ нм). С увеличением потока ионов уменьшается концентрация имплантированной меди в динамически устойчивой структуре.

Таблица 1

Результаты расчета характеристик стационарного концентрационного профиля для случая имплантации кварцевого стекла ионами Cu^+ с энергией 60 кэВ

Плотность тока ионов, мкА/см ²	$ \mu E(0)p /SF$	x_{\min}/x_1	Атомная доля меди при x_{\min}	Атомная доля меди при $x = 0$
10	2,9	1,34	0,17	0,41
30	3,6	1,28	0,12	0,29
50	3,9	1,26	0,08	0,19

Проведенный анализ показывает, что ускоренное насыщение невозможно объяснить без учета дрейфа имплантированной массы. Обращение скорости дрейфа в нуль в пределах имплантированного слоя является необходимым условием образования обедненной области. Несмотря на эту особенность дрейфа, насыщение протекает в ускоренном режиме.

ВЫВОДЫ

В исследовании ранее полученные экспериментальные данные [7 – 16] были использованы для теоретического анализа кинетики формирования динамически устойчивых структур при имплантации кварцевого стекла ионами Cu^+ с энергией 60 кэВ. Анализ проводился в рамках одномерной модели эволюции распределения имплантированных атомов по глубине, учитывающей распыление поверхности имплантированного слоя, производство, дрейф и диффузию имплантированной массы. Получены следующие результаты.

1. Теоретический анализ показал, что в состоянии насыщения количество имплантированных атомов, оставшихся в облучаемой подложке (максимальный удержанный флюенс), не зависит от деталей распределения имплантируемых ионов по длине пробега. Максимальный удержанный флюенс определяется соотношениями между потоком имплантируемых ионов, проективным пробегом ионов, скоростью распыления поверх-

ности, скоростью дрейфа имплантированной массы и коэффициентом диффузии имплантированных атомов.

2. Формирование динамически устойчивых структур при имплантации кварцевого стекла ионами Cu^+ с энергией 60 кэВ невозможно объяснить без учета дрейфа имплантированной массы. Необходимый вклад дрейфа увеличивается с ростом потока имплантированных ионов. Продемонстрирован механизм формирования обедненной зоны в динамически устойчивой структуре, связанный с обращением скорости дрейфа в ноль в пределах имплантированного слоя. Дрейф имплантированной массы обеспечивается подвижными ионами Cu^+ в твердом растворе.

3. Предложен способ оценки вклада дрейфа имплантированной массы в кинетику насыщения на основании изображений динамически устойчивой структуры.

Литература

1. *Плаксин О.А.* Кинетика формирования динамически устойчивых наноструктур при имплантации кварцевого стекла тяжелыми ионами с учетом распыления и диффузии. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 1. – С. 21-29.
2. *Plaksin O.A., Takeda Y., Amekura H., Kishimoto N.* Electronic excitation and optical responses of metal-nanoparticle composites under heavy-ion implantation // Journal of Applied Physics. – 2006. – Vol. 99. – PP. 044307-1-10.
3. *Hughes R.C.* Charge-carrier transport phenomena in amorphous SiO_2 : Direct measurement of the drift mobility and lifetime // Physical Review Letters. – 1975. – Vol. 30. – PP. 1333-1336.
4. *Plaksin O.A., Stepanov V.A., Stepanov P.A., Demenkov P.V., Chernov V.M., Krutskikh A.O.* Optical and electrical phenomena in dielectric materials under irradiation // Nuclear Instruments and Methods. – 2002. – Vol. B193. – No 1-4. – PP. 265-270.
5. *Amekura H., Plaksin O.A., Kishimoto N.* Internal electric field and Cu nanoparticle formation in silica glasses under high-flux 60 keV ion implantation // Japanese Journal of Applied Physics. – 2001. – Vol. 40. – PP. 1091-1093.
6. *McBrayer J.D., Swanson R.M., Sigmon T.W.* Diffusion of metals in silicon dioxide // Journal of Electrochemical Society. – 1986. – Vol. 133. – PP. 1242-1246.
7. *Plaksin O. A., Takeda Y., Amekura H., Kishimoto N.* Radiation-induced differential optical absorption of metal nanoparticles // Applied Physics Letters. – 2006. – Vol. 88. – PP.201915-1-3.
8. *Plaksin O.A., Takeda Y., Umeda N., Kono K., Amekura H., Kishimoto N.* Ion-induced optical response of nanocomposites in sapphire // Nuclear Instruments and Methods B. – 2006. – Vol. 242. – PP. 118-120.
9. *Plaksin O.A.* Electronic excitation and optical responses of metal-nanocluster composites under heavy-ion implantation // Optics and Spectroscopy. – 2006. – Vol. 101/6. – PP.972-984 (in Russian).
10. *Plaksin O.A., Takeda Y., Amekura H., Kono K., Kishimoto N.* Stability of metal nanocomposites under heavy-ion bombardment of insulators // Nuclear Instruments and Methods B. – 2006. – Vol. 250. – PP. 220-224.
11. *Plaksin O.A.* Dynamic stability of metal-nanoparticle composites in dielectrics under heavy ion bombardment // Perspektivnye materialy. – 2006. – №5. – PP.26-30 (in Russian).
12. *Plaksin O.A.* Methods of Radiation Photonics // Journal funktsionalnykh materialov. – 2007. – T. 1/3. – PP. 82-92 (In Russian).
13. *Plaksin O.A., Kono K., Takeda Y., Plaksin S.O., Shur V.Ya., Kishimoto N.* Dynamic stability of metal-nanocluster composites based on LiNbO_3 under heavy-ion bombardment // Ferroelectrics. – 2008. – Vol. 373. – PP.127-132.
14. *Plaksin O.A., Takeda Y., Kono K., Amekura H., Kishimoto N.* Radiation photonics: A case of metal-nanoparticle composites // Journal of Nonlinear Optical Physics and Materials. – 2010. – Vol.19/4. – PP.737-744.
15. *Plaksin O.A., Stepanov V.A., Shikama T., Takeda Y., Kishimoto N.* Optical diagnostics of collective and non-linear effects in insulators during intense irradiation // Journal of Nuclear Materials. – 2011. – Vol. 417. – PP.806-809.
16. *Kishimoto N., Takeda Y., Umeda N., Lee C.G., Amekura H., Lay T.T., Okubo N., Gritsyna V.T.* Metal

nanoparticle structures controlled with ion-induced kinetics // Proceedings of the 5th International Symposium on Advanced Physical Fields. – National Institute for Materials Science, Tsukuba, Japan, March 6-9, 2000.- PP. 123-156.

Поступила в редакцию 11.11.2015 г.

Автор

Плаксин Олег Анатольевич, профессор кафедры материаловедения
E-mail: plax@mail.ru

UDC 539.1.043

**DYNAMICALLY STABLE NANOSTRUCTURES
IN HEAVY-ION IMPLANTED SILICA GLASS**

Plaksin O.A.

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

ABSTRACT

Search and characterization of the structures stable under irradiation are critical issues of radiation materials science, in particular, it is so in respect to radiation resistance of the structure materials and diagnostic-system materials necessary in nuclear engineering. Optical measurements during heavy-ion implantation of insulators allow researchers to find the states of structure that are dynamically stable under irradiation. In this paper consisting of two chapters, previously reported experimental data have been used for kinetic analysis of the dynamically stable structure formation under implantation of 60 keV Au⁻ or Cu⁻ ions into silica glass. The kinetics has been analyzed in the frame of the one-dimensional model of evolution of the implant depth distribution, with taking into account the surface recession due to sputtering, as is also, with considering the local implant production, drift and diffusion.

The kinetic analysis has shown that the maximum number of implanted atoms retained in the irradiated substrate (maximum retained ion fluence) is independent of detailed ion-range distribution. The maximum retained ion fluence depends on ratios between the following quantities: the ion flux, the mean projectile range, the surface recession rate, the implant drift velocity and the implant diffusion coefficient. In the first chapter, a method has been proposed for evaluation of the surface recession's role in the saturation kinetics. In this method, the maximum retained ion fluence is calculated from experimental data on surface recession, and then the calculated result is compared to the ion fluence corresponding to the observed saturation. Estimations conducted for 60 keV Au⁻ ion implantation of silica glass have shown that the surface recession predominates in the saturation kinetics.

Surface recession does not dominate for 60 keV Cu⁻ ion implantation of silica glass. Formation of dynamically stable structures during 60 keV Cu⁻ ion implantation of silica glass cannot be explained if the drift of implants is excluded from considerations. Considerations in the second chapter have shown that the drift's contribution increases with increasing the ion flux. A mechanism of depleted region formation in the dynamically stable structures has been demonstrated. According to this mechanism, formation of a depleted region within the implanted layer is caused by expelling effect of electric field from the region where the electric field is zero. Necessary drift velocity is provided by Cu⁺ solutes. A method utilizing images of the dynamically stable structures has been proposed for evaluation of the implant drift's role in the saturation kinetics.

Keywords: heavy-ion implantation, radiation-induced processes, nanostructures, radiation resistance.

REFERENCES

1. Plaksin O.A. Dynamically stable nanostructures in heavy-ion implanted silica glass. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2016, no. 1, pp. 21-29 (in Russian).
2. Plaksin O.A., Takeda Y., Amekura H., Kishimoto N. Electronic excitation and optical responses of metal-nanoparticle composites under heavy-ion implantation. *Journal of Applied Physics*. 2006, v. 99, p. 044307-1-10.
3. Hughes R.C. Charge-carrier transport phenomena in amorphous SiO₂: Direct measurement of the drift mobility and lifetime. *Physical Review Letters*. 1975, v. 30, pp. 1333-1336.
4. Plaksin O.A., Stepanov V.A., Stepanov P.A., Demenkov P.V., Chernov V.M., Krutskikh A.O. Optical and electrical phenomena in dielectric materials under irradiation. *Nuclear Instruments and Methods*. 2002, v. B193, no. 1-4, pp. 265-270.
5. Amekura H., Plaksin O.A., Kishimoto N. Internal electric field and Cu nanoparticle formation in silica glasses under high-flux 60 keV ion implantation. *Japanese Journal of Applied Physics*. 2001, v. 40, pp. 1091-1093.
6. McBrayer J.D., Swanson R.M., Sigmon T.W. Diffusion of metals in silicon dioxide. *Journal of Electrochemical Society*. 1986, v. 133, pp. 1242-1246.
7. Plaksin O.A., Takeda Y., Amekura H., Kishimoto N. Radiation-induced differential optical absorption of metal nanoparticles. *Applied Physics Letters*. 2006, v. 88, pp. 201915-1-3.
8. Plaksin O.A., Takeda Y., Umeda N., Kono K., Amekura H., Kishimoto N. Ion-induced optical response of nanocomposites in sapphire. *Nuclear Instruments and Methods B*. 2006, v. 242, pp. 118-120.
9. Plaksin O.A. Electronic excitation and optical responses of metal-nanocluster composites under heavy-ion implantation. *Optics and Spectroscopy*. 2006, v. 101/6, pp. 972-984 (In Russian).
10. Plaksin O.A., Takeda Y., Amekura H., Kono K., Kishimoto N. Stability of metal nanocomposites under heavy-ion bombardment of insulators. *Nuclear Instruments and Methods B*. 2006, v. 250, pp. 220-224.
11. Plaksin O.A. Dynamic stability of metal-nanoparticle composites in dielectrics under heavy ion bombardment. *Perspektivnye materialy*. 2006, no. 5, pp. 26-30 (in Russian).
12. Plaksin O.A. Methods of Radiation Photonics. *Journal funktsionalnykh materialov*. 2007, v. 1/3, pp. 82-92 (in Russian).
13. Plaksin O.A., Kono K., Takeda Y., Plaksin S.O., Shur V.Ya., Kishimoto N. Dynamic stability of metal-nanocluster composites based on LiNbO₃ under heavy-ion bombardment. *Ferroelectrics*. 2008, v. 373, pp. 127-132.
14. Plaksin O.A., Takeda Y., Kono K., Amekura H., Kishimoto N. Radiation photonics: A case of metal-nanoparticle composites. *Journal of Nonlinear Optical Physics and Materials*. 2010, v. 19/4, pp. 737-744.
15. Plaksin O.A., Stepanov V.A., Shikama T., Takeda Y., Kishimoto N. Optical diagnostics of collective and non-linear effects in insulators during intense irradiation. *Journal of Nuclear Materials*. 2011, v. 417, pp. 806-809.
16. Kishimoto N., Takeda Y., Umeda N., Lee C.G., Amekura H., Lay T.T., Okubo N., Gritsyna V.T. Metal nanoparticle structures controlled with ion-induced kinetics. Proceedings of the 5th International Symposium on Advanced Physical Fields. National Institute for Materials Science, Tsukuba, Japan, March 6-9, 2000, pp. 123-156.

Author

Plaksin Oleg Anatol'evich, Professor, Department of Materials Science
Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering,
National Nuclear Research University «MEPhI»
E-mail: plax@mail.ru

ИЗМЕРЕНИЕ НАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ И ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ ТРУБОПРОВОДОВ АЭС НА ОСНОВЕ ТЕОРИИ АКУСТОУПРУГОСТИ

А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов

*Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ
249040, Калужская область, г. Обнинск, Студгородок, д.1*



Представлены результаты теоретического обоснования и экспериментальных исследований метода измерения напряженного состояния сварных соединений технологического оборудования и циркуляционных трубопроводов АЭС на основе теории акустоупругости, а также способы их технической реализации. Устройства измерения напряженного состояния сварных соединений технологического оборудования и циркуляционных трубопроводов АЭС, работающие на основе теории акустоупругости, позволяют оперативно измерять остаточные напряжения по высоте сварного соединения, обнаруживать места образования трещин. Применение таких устройств дает возможность проводить раннюю диагностику сварных соединений, что позволит повысить безопасность эксплуатации АЭС.

Ключевые слова: акустоупругость, сварные соединения, напряженное состояние, ранняя диагностика.

ВВЕДЕНИЕ

Главные циркуляционные трубопроводы Ду 850, корпус реактора, 111-ый шов приварки «горячего» коллектора теплоносителя первого контура к патрубку Ду 1200 парогенератора ПГВ-1000 являются наиболее напряженными элементами конструкции АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000. Технологические каналы, сварные швы трубопроводов Ду 300 КМПЦ и главных циркуляционных трубопроводов Ду 800 являются наиболее напряженными элементами конструкции АЭС с реакторами типа РБМК-1000.

В состав главного циркуляционного контура ядерной энергетической установки водородного типа ВВЭР-1000 входят реактор и четыре циркуляционных петли, каждая из которых включает в себя горизонтальный парогенератор, главный циркуляционный насос и главный циркуляционный трубопровод с условным диаметром 850 мм (Ду 850), соединяющий оборудование петли с реактором (рис. 1).

© **А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.А. Трофимов, 2016**

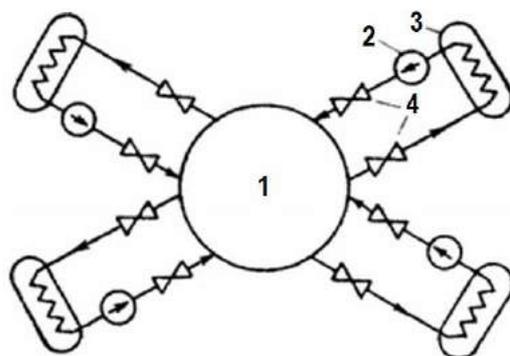


Рис. 1. Принципиальная схема реактора ВВЭР-1000: 1 – реактор; 2 – ГЦН; 3 – парогенератор; 4 – арматура

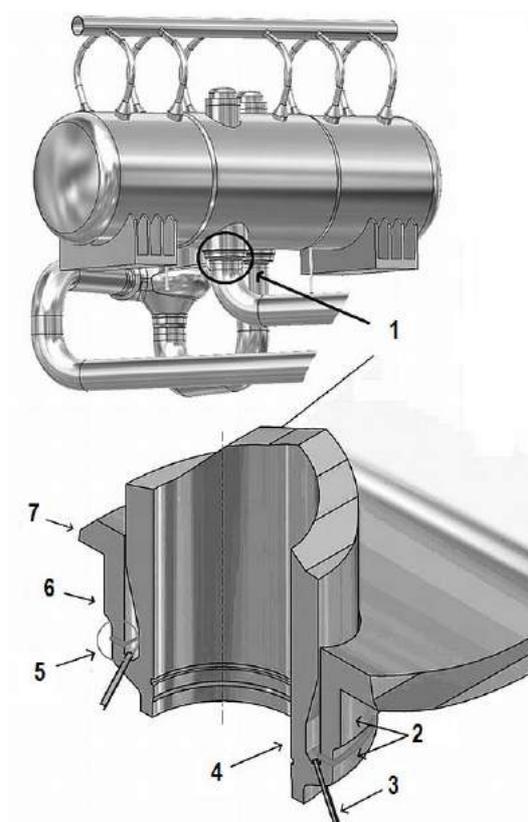


Рис. 2. Внешний вид парогенератора ПГВ-1000: 1 – сварной шов №111; 2 – места концентрации напряжений; 3 – патрубок продувки Ду 800; 4 – коллектор; 5 – зона разрушения сварного шва №111; 6 – патрубок парогенератора; 7 – корпус парогенератора

Энергия деления ядерного топлива в активной зоне реактора отводится теплоносителем, прокачиваемым через нее главными циркуляционными насосами. Из реактора «горячий» теплоноситель по главным циркуляционным трубопроводам поступает в парогенераторы, где отдает тепло котловой воде второго контура и затем главными циркуляционными насосами возвращается в реактор. Вырабатываемый во втором контуре парогенераторов сухой насыщенный пар поступает на турбины турбогенератора. Корпус реактора представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд и состоит из фланца, зоны патрубков, опорной обечайки и цилиндрической части с эллиптическим днищем. Парогенератор ПГВ-1000 представляет собой однокорпусный теплообменный

аппарат горизонтального типа. Опыт эксплуатации парогенераторов ПГВ-1000, начиная с 1998 г., показывает, что в зоне сварного соединения № 111 (рис. 2) регулярно зарождаются и растут эксплуатационные трещины. В ряде случаев трещина проходит через всю толщину стенки корпуса (70 мм) до образования течи теплоносителя.

На сварные соединения технологического оборудования, циркуляционных трубопроводов реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000, по которым перемещается теплоноситель, действует большое количество внешних нагрузок: собственный вес и вес теплоносителя, внутреннее давление, пульсации давления, температурные напряжения, наличие зон концентрации напряжения в местах соединения с патрубками. В результате в сварных соединениях возникают напряжения, которые при определенной величине могут привести к разрушению металла.

АКУСТИЧЕСКИЙ МЕТОД ИЗМЕРЕНИЯ НАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ МЕТАЛЛА

Физические методы измерения механических напряжений получили значительное развитие в 1980-1990-х гг. Важные результаты были достигнуты в области рентгеновских, акустических, магнитных и тензометрических методов контроля.

США с начала 1980-х гг. лидируют в исследованиях магнитошумовых методов. В Европе с середины 1980-х гг. развиваются акустические методы контроля (Франция, Германия, Швейцария). В Японии с начала 1980-х гг. развиваются рентгеновские методы.

Практически единственным методом, позволяющим оперативно проводить измерение напряженного состояния металла по толщине технологического оборудования и циркуляционных трубопроводов АЭС, является акустический метод, основанный на измерении скорости, амплитуды и частоты акустического сигнала при прохождении его через контролируемую среду. По зависимости скорости и затухания ультразвуковых волн в материале от его состава, структуры и преимущественной ориентации зерен определяют упругостные и прочностные характеристики. Измерение скорости продольных и поперечных волн в поликристаллических материалах дает возможность получить численные значения модулей упругости, а в монокристаллических – констант упругой анизотропии [1, 2].

Метод ультразвукового контроля напряженного состояния металла основан на нелинейном акустическом эффекте акустоупругости. Впервые этот эффект был обнаружен Бенсоном и Раельсоном [3]. Открытие этого эффекта позволило создать новый метод неразрушающего контроля напряженного состояния металла в различных конструкциях – акустическую тензометрию. Акустическая тензометрия основана на регистрации изменения скорости распространения упругих волн под влиянием напряжения в объекте контроля. Известно, что изменение скорости пропорционально величинам напряжения или деформации в объекте контроля. Важное достоинство акустической тензометрии – контроль напряжений не только на поверхности, но и внутри объекта. Установлено, что амплитуда сигнала уменьшается при напряжениях растяжения и увеличивается при напряжениях сжатия, т.е. существует зависимость амплитуды от величины и знака напряжений. Более сильная зависимость наблюдается при напряжениях сжатия. Скорость волны, поляризованной вдоль действующих напряжений, не равна скорости волны, поляризованной поперек напряжений. Различие в скоростях тем больше, чем значительнее приложенные напряжения. По разности скоростей можно судить о величине и знаке напряжений. В Обнинском институте атомной энергетики (ИАТЭ НИЯУ МИФИ) разработано и изготовлено автоматизированное устройство измерения напряженного состояния сварных соединений технологического оборудования и циркуляционных трубопроводов АЭС на основе теории акустоупругости (рис. 3).

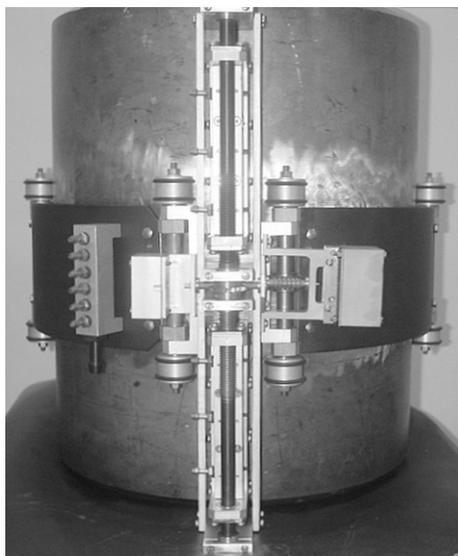


Рис. 3. Автоматизированное устройство измерения напряженного состояния сварных соединений технологического оборудования и циркуляционных трубопроводов АЭС

Разработаны и изготовлены автоматизированные устройства измерения напряженного состояния металла стенок технологических каналов реакторов РБМК-1000 и корпуса реактора ВВЭР-1000. Блоки ультразвуковых преобразователей приведены на рис. 4 и 5.



Рис. 4. Ультразвуковой блок для измерения напряженного состояния металла стенок технологических каналов реакторов РБМК-1000

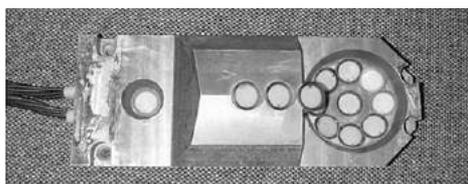


Рис. 5. Ультразвуковой блок для измерения напряженного состояния металла корпуса реакторов ВВЭР-1000

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Проведены экспериментальные исследования для материалов, применяемых на АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и РБМК-1000, показывающие зависимость амплитуды и скорости ультразвуковой волны от величины действующих напряжений (рис. 6 – 8). Из рисунков 6 и 7 видно, что при увеличении сжимающих напряжений скорости продольной и поперечной волн и их амплитуды возрастают. Величина амплитуды ультразвуковой волны изменяется также от акустического контакта между ультразвуковым преобразователем и поверхностью контролируемого трубопровода, поэтому для практических целей используется измерение скорости ультразвуковой волны в зависимости от напряжений.

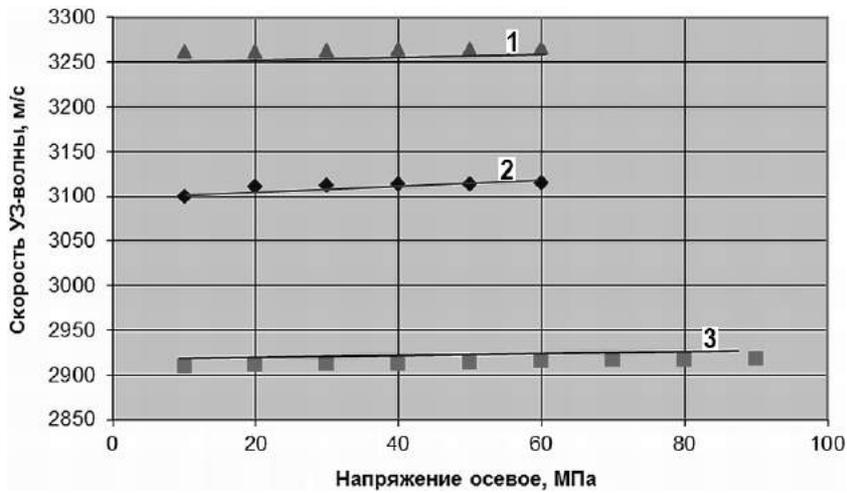


Рис. 6. Характеристики зависимости скорости поперечных волн от механических напряжений для сталей: 1 – ZrNb; 2 – сталь 08X18H10T; 3 – сталь Ст3

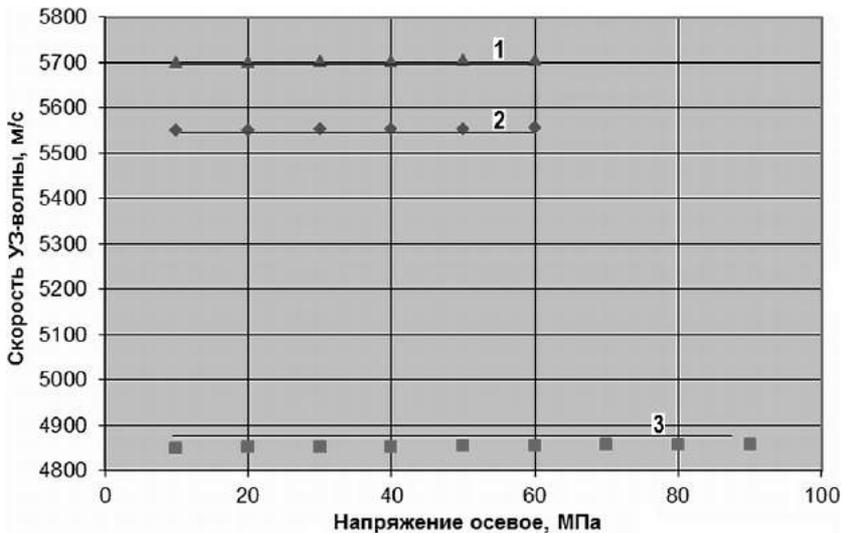


Рис. 7. Характеристики зависимости скорости продольных волн от механических напряжений для сталей: 1 – ZrNb; 2 – сталь 08X18H10T; 3 – сталь Ст3

РАСЧЕТ НАПРЯЖЕНИЙ

Для оперативности проведения измерений в случае двухосного напряженного состояния напряжения можно вычислить по формулам [4]

$$y_z = K_1((t_{01}t_3/t_{03}t_1) - 1) - K_2((t_{02}t_3/t_{03}t_2) - 1), \quad (1)$$

$$y_t = K_1((t_{02}t_3/t_{03}t_2) - 1) - K_2((t_{01}t_3/t_{03}t_1) - 1), \quad (2)$$

где y_z – осевые напряжения, МПа; y_t – окружные напряжения, МПа; t_1 – задержка импульса упругой сдвиговой волны, поляризованной в осевом направлении при текущем уровне напряжений, мкс; t_{01} – задержка импульса упругой сдвиговой волны, поляризованной в осевом направлении при начальном уровне напряжений, мкс; t_2 – задержка импульса упругой сдвиговой волны, поляризованной в окружном направлении при текущем уровне напряжений, мкс; t_{02} – задержка импульса упругой сдвиговой волны, поляризованной в окружном направлении при начальном уровне напряжений, мкс; t_3 – задержка импульса упругой продольной волны при текущем уровне напряжений, мкс;

t_{03} – задержка импульса упругой продольной волны при начальном уровне напряжений, мкс; K_1, K_2 – коэффициенты упругоакустической связи для двухосного напряженного состояния, МПа.

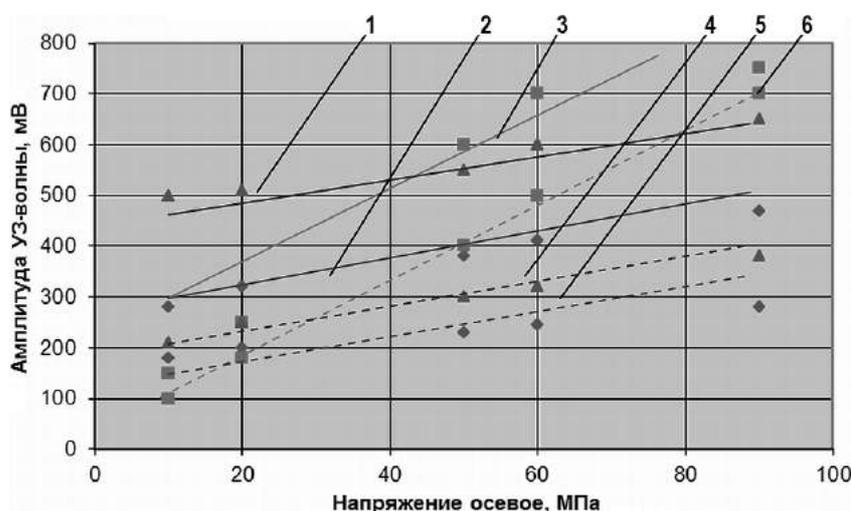


Рис. 8. Характеристики зависимости амплитуды поперечных и продольных волн в сталях от механических напряжений: поперечных волн 1 – ZrNb; 2 – 08X18H10T; 3 – Ст3 и продольных волн 4 – ZrNb; 5 – 08X18H10T; 6 – Ст3

Для одноосного напряженного состояния можно записать соотношения

$$y_z = D((t_{01}t_2/t_{02}t_1) - 1) \quad \text{либо} \quad y_z = D_1((t_{01}t_3/t_{03}t_1) - 1), \quad (3)$$

$$y_t = D((t_{02}t_1/t_{01}t_2) - 1) \quad \text{либо} \quad y_t = D_1((t_{02}t_3/t_{03}t_2) - 1), \quad (4)$$

где D, D_1 – коэффициенты упругоакустической связи для одноосного напряженного состояния, МПа.

Если величины t_{01} и t_{02} различаются существенно (более чем на 1,5 – 2%), то материал считают анизотропным, и расчет двухосного напряженного состояния необходимо выполнять по формулам [5 – 8]

$$y_z = K_1^{\parallel} ((t_{01}t_3/t_{03}t_1) - 1) - K_2((t_{02}t_3/t_{03}t_2) - 1), \quad (5)$$

$$y_t = K_1^{\perp} ((t_{02}t_3/t_{03}t_2) - 1) - K_2((t_{01}t_3/t_{03}t_2) - 1), \quad (6)$$

где $K_1^{\parallel}, K_1^{\perp}$ – коэффициенты упругоакустической связи для напряжений, действующих вдоль и поперек направления образующей трубы или технологического оборудования.

Одноосное напряжение в анизотропном материале можно рассчитать по общепринятым соотношениям [9 – 16], используя выражения

$$y_z = D_1^{\parallel} ((t_{01}t_2/t_{02}t_1) - 1), \quad (7)$$

$$y_t = D_1^{\perp} ((t_{02}t_1/t_{01}t_2) - 1), \quad (8)$$

где $D_1^{\parallel}, D_1^{\perp}$ – коэффициенты упругоакустической связи для одноосного напряжения, действующего вдоль и поперек направления образующей трубы соответственно.

Экспериментально полученные значения напряжений с погрешностью 14% совпадают со значениями напряжений, вычисленных по вышеприведенным формулам.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Показана возможность теоретически рассчитать и экспериментально измерить напряженное состояние наиболее напряженных элементов конструкций АЭС с реакторами

типов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 с помощью метода, основанного на эффекте акустоупругости. Применение данного метода позволяет обеспечить раннюю диагностику сварных соединений АЭС.

Литература

1. Кудрявцев П.И. Остаточные сварочные напряжения и прочность соединений. – М.: Машиностроение, 1964. – 95 с.
2. Пухтер О.С. Влияние собственных напряжений, возбуждаемых в материале, на пределе упругости. // Чехословацкая тяжелая промышленность. – 1961. – №1. – С. 4-11.
3. Benson R.W., Raelson V.J. From ultrasonics to a new stress-analysis technique. // Acoustoelasticity. - Product Eng. – 1959. – Vol. 30. – PP. 56-59.
4. Гуца О.И. Анализ неоднородных полей остаточных напряжений в сварных соединениях. // Автоматическая сварка. – 1994. – №7. – С. 3-5.
5. Бобренко В.М., Вангели М. С., Куценко А.Н. Акустические методы контроля напряженного состояния материала деталей машин. – Кишинев: Штиинца. –1981. – 146 с.
6. Гузь А.Н., Махорт Ф.Г., Гуца О.И. Введение в акустоупругость. – Киев: Наукова думка. – 1977. – 150 с.
7. Зарембо Л.К., Красильников В.А. Введение в нелинейную акустику. – М.: Наука. -1966. – 237 с.
8. Бобренко В.М., Вангели М.С., Куценко А.Н. Акустическая тензометрия. – Кишинев: Штиинца. – 1991. –267 с.
9. Анисимов В.А., Куценко А.Н. Ультразвуковая диагностика напряженного состояния элементов конструкций космических аппаратов. / Материалы научно-технической конференции «ЛЕОТЕСТ-98». – М.: – 1998. – С. 43-46.
10. Бобренко В.М., Куценко А.Н., Рудаков А.С. Акустическая тензометрия – новое направление в неразрушающих испытаниях материалов.// Дефектоскопия. – 1989. – №4. – С. 93-94.
11. Field G., Dunn J., Cheadle B. Analysis of the pressure tube failure at Pickering NGS «А» unit 2. // Canadian Metallurgical Quarterly. – 1985. – Vol. 24. – № 3. –PP. 181-188.
12. Ells C., Coleman C., Chow C. Properties of a CANDU calandria tube. // Canadian Metallurgical Quarterly. –1985. – Vol. 24. – № 3. – PP. 215-233.
13. Causey A., Norsworthy A., Schulte C. Factors affecting creep sag of fuel channels in CANDU calandria tube. // Canadian Metallurgical Quarterly. –1985. –Vol.24. – №3. –PP. 207-214.
14. Baron J., Dolbey M., Erven J. Improved pressure tube inspection in Candu reactors. // Nuclear Engineering International. –1981. - Vol. 26. – № 321. – PP.45-48.
15. Fitchard E.E. Randomly simulated borehole tests accuracy of directional survey methods.// Oil and Gas Journal. – 1981 June. – Vol. 79. – № 26. – PP. 140-150.
16. Wolf C.J.M., de Wardt J.P. Borehole Position uncertainty – analysis of measuring methods and derivation of systematic error model. // Journal of Petroleum Technology. – 1981. – Vol. 33. – № 12. – PP. 339 - 350.

Поступила в редакцию 29.12.2015 г.

Авторы

Трофимов Адольф Иванович, заведующий кафедрой «Автоматика, контроль и диагностика АЭС», профессор, доктор техн. наук
E-mail: atrofimov@obninsk.ru

Минин Сергей Иванович, доцент, кандидат техн. наук
E-mail: akid@inbox.ru

Трофимов Максим Адольфович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: trofimovma@mail.ru

UDC 534.6.08

MEASUREMENT OF THE STRESSED STATE OF WELDED JOINTS IN THE NPP PROCESS COMPONENTS AND CIRCULATION PIPELINES BASED ON ACOUSTOELASTICITY THEORY

Trofimov A.I., Minin S.I., Trofimov M.A.

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

ABSTRACT

The results of the theoretical study and experimental research of the measurement method of the stressed state of welded joints of technological equipment and the circulating piping of NPPs based on the theory of acoustoelasticity, and ways of their technical implementation.

Depending on the speed and attenuation of ultrasonic waves in a material by its composition, structure and preferred orientation of the grains determine uprugosti and strength characteristics. Measurement of the velocity of longitudinal and shear waves in polycrystalline materials allows to obtain the numerical values of the elastic modulus and single-crystal constants elastic anisotropy. The device for measuring the stress state of welded joints of technological equipment and the circulating piping of NPPs, based on the theory of acoustoelasticity, allow us to measure the residual stresses along the height of the welded connection, to find places of formation of cracks. The use of such devices will allow for early diagnostics of welded joints, which will enhance the safety of NPP operation.

Acoustic tenzometric based on registration of change of the velocity of propagation of elastic waves under the influence of stresses in the test object. It is known that the change of speed is proportional to the magnitude of stress or strain in the test object. An important advantage of acoustic tensometry – control stress not only on the surface but also inside the object. It is established that the amplitude of the signal decreases as the tensile stress and increases with compressive stresses, i.e. there is a dependence of the amplitude on the magnitude and sign of the stresses. At the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering designed and manufactured automated device of measurement of the stressed state of welded joints of technological equipment and the circulating piping of NPPs based on acoustoelasticity theory.

Key words: customproject, welded joints, stress condition, early diagnosis.

REFERENCES

1. Kudryavtsev P.I. Residual welding stresses and strength of connections. Moscow. Mashinostroenie Publ., 1964. 95 p. (in Russian).
2. Pochtar O.S. Effect of stresses generated in the material at the elastic limit. *Czechoslovak heavy industry*. 1961, no. 1, pp. 4-11.
3. Benson R.W., Raelson V.J. From ultrasonics to a new stress-analisis technique. *Acoustoelasticity. Product Eng.* 1959, v. 30, pp. 56-59.
4. Gushcha O.I. Analysis of inhomogeneous fields of residual stresses in welded joints. *Automatic welding*. 1994, no. 7, pp. 3-5 (in Russian).
5. Bobrenko V.M., Vangeli M.S., Kutsenko A.N. Acoustic methods of monitoring the stress state of the material parts of machines. Chisinau. Stiintsa Publ., 1981. 146 p. (in Russian).
6. Guz' A.N., Makhort F.G., Gushcha O.I. Introduction to customproject. Kiev. Naukova Dumka Publ., 1977. 150 p. (in Russian).
7. Zarembo L.K., Krasil'nikov V.A. Introduction to nonlinear acoustics. Moscow. Nauka Publ.,

1966. 237 p. (in Russian).

8. Bobrenko V.M., Vangeli M.S., Kutsenko A.N. Acoustic tenzometric. Chisinau. Stiinta Publ., 1991. 267 p. (in Russian).

9. Anisimov V.A., Kutsenko A.N. Ultrasound diagnostics of the stress state of structural elements of the spacecraft. Materials of the scientific-technical conference «LEOTEST-98». Moscow, 1998, pp. 43-46 (in Russian).

10. Bobrenko V.M., Kutsenko A.N., Rudakov A. S. Acoustic stress measurement – a new direction-tion in non-destructive materials testing. *Defektoskopiya*. 1989, no. 4, pp. 93-94 (in Russian).

11. Field G., Dunn J., Cheadle B. Analysis of the pressure tube failure at Pickering NGS «A» unit 2. *Canadian Metallurgical Quarterly*. 1985, v. 24, no. 3, pp. 181-188.

12. Ells C., Coleman C., Chow C. Properties of a CANDU calandria tube. *Canadian Metallurgical Quarterly*. 1985, v. 24, no. 3, pp. 215-233.

13. Causey A., Norsworthy A., Schulte C. Factors affecting creep sag of fuel channels in CANDU calandria tube. *Canadian Metallurgical Quarterly*. 1985, v. 24, no. 3, pp. 207-214.

14. Baron J., Dolbey M., Erven J. Improved pressure tube inspection in Candu reactors. *Nuclear Engineering International*. 1981, v. 26, no. 321, pp. 45-48.

15. Fitchard E.E. Randomly simulated borehole tests accuracy of directional survey methods. *Oil and Gas Journal*. 1981 June, v. 79, no. 26, pp. 140-150.

16. Wolf C.J.M., de Wardt J.P. Borehole Position uncertainty – analysis of measuring methods and derivation of systematic error model. *Journal of Petroleum Technology*. 1981, v. 33, no. 12, pp. 339-350.

Authors

Trofimov Adol'f Ivanovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: atrofimov@obninsk.ru

Minin Sergey Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: akid@inbox.ru

Trofimov Maxim Adol'fovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: trofimovma@mail.ru

АНАЛИЗ ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТИ МАТЕРИАЛОВ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ТОПЛИВНОМУ ЦИКЛУ БЫСТРОГО РЕАКТОРА ТИПА БН БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

Е.М. Львова, А.Н. Чебесков

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского
249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1*



Ядерный топливный цикл быстрых реакторов содержит материалы, которые могут потенциально использоваться для изготовления ядерных взрывных устройств или производства ядерного оружия. При рассмотрении проблемы нераспространения ядерного оружия и ядерного терроризма к таким материалам принято применять понятие привлекательности, позволяющее оценивать потенциальную возможность их использования в незаявленной деятельности. Привлекательность ядерных материалов, в первую очередь, оценивается по их нейтронно-физическим свойствам. Представлены результаты анализа привлекательности различных видов топливных композиций применительно к топливному циклу быстрого натриевого реактора большой мощности типа БН1200 при различных вариациях его стартовых загрузок и режимов выхода на стационарный состав топлива. Объектом исследования являлись простейшие системы, содержащие топливные композиции быстрого реактора типа БН-1200, в виде сферических сборок без отражателей и окруженные простейшими отражателями нейтронов. Для каждой системы определялось ее критическое состояние и для этого состояния находились основные нейтронно-физические свойства рассматриваемых топливных композиций.

Ключевые слова: нераспространение ядерного оружия, привлекательность ядерных материалов, быстрый натриевый реактор большой мощности, оксидное урановое топливо, нитридное урановое топливо, смешанное оксидное уран-плутониевое топливо, смешанное нитридное уран-плутониевое топливо, критическая сборка, отражатель нейтронов, критическая масса, бериллий, вольфрам.

ВВЕДЕНИЕ

Энергоблоки с ядерными реакторами на быстрых нейтронах могут существенно расширить топливную базу атомной энергетики и снизить объемы радиоактивных отходов за счет организации замкнутого ядерно-топливного цикла. Технологиями реакторов на быстрых нейтронах обладают лишь некоторые страны, и Россия является мировым лидером в этом направлении. Достаточно отметить успешную эксплуатацию на Белоярской АЭС единственного в мире быстрого натриевого реактора БН-600 в течение 35-ти лет, что является, безусловно, мировым достижением. Сооружение быстрого натриевого реактора БН-800 на Белоярской площадке, подключение его к сети и работы по выходу

© *Е.М. Львова, А.Н. Чебесков, 2016*

ду его на 100%-ый уровень мощности, которые проводятся в настоящее время, демонстрируют дальнейшие успехи России по освоению технологии быстрых реакторов [1 – 5]. Реактор БН-800, в отличие от БН-600, будет работать на МОХ-топливе с отработкой элементов замкнутого топливного цикла [2, 6].

Ядерный топливный цикл (ЯТЦ) быстрых реакторов содержит материалы, которые могут потенциально служить для изготовления примитивных ядерных взрывных устройств (ЯВУ) и при некоторой дополнительной обработке для производства ядерного оружия (ЯО) [3, 7]. При этом необходимо учитывать, что потенциальный пролифератор на уровне государства будет стремиться к созданию работоспособного и достаточно мощного ядерного оружия сравнительно небольшой массы и размеров, чтобы иметь возможность его доставки за пределы этого государства [3, 8 – 10]. Такое государство, по-видимому, будет разрабатывать технологии для дополнительной серьезной обработки ядерного материала, полученного из топливного цикла ядерной энергетики, поскольку такие материалы без дополнительной обработки имеют сравнительно большую величину критической массы. С другой стороны, можно предположить, что целями субнациональных и (или) террористических группировок является изготовление примитивного ядерного заряда из похищенных в ЯТЦ материалов без их предварительной серьезной технологической обработки, поскольку предполагается использование такого ядерного заряда на территории данного государства, обеспечив его транспортировку к месту проведения акции всеми доступными средствами [4, 11 – 15].

Для настоящего анализа интерес, конечно, представляют ядерные материалы, способные поддерживать цепную реакцию деления при не очень больших значениях критической массы. Наличие критической массы является ключевым свойством материала, и оно является необходимым, но не достаточным условием «привлекательности» при выборе материала для его несанкционированного использования [16].

Кроме значения критической массы, которая должна иметь какие-то практически реальные величины, позволяющие осуществить транспортировку ЯВУ тем или иным доступным способом к месту проведения преступной акции, важными характеристиками ядерных материалов с точки зрения их несанкционированного применения являются нейтронный фон и уровень тепловыделения. Нейтронный фон ядерного материала образуется за счет спонтанного деления тяжелых ядер, в основном, урана и плутония. Дополнительный выход нейтронов происходит за счет (α -n)-реакций на легких элементах, в основном, на кислороде. При достаточно высоком нейтронном фоне вероятность проведения ядерного взрыва со значительным выходом энергии весьма мала, поскольку высокий нейтронный фон неизбежно приведет к началу преждевременной цепной реакции деления – предетонации, практически исключающей вероятность номинального выхода энергии [17].

Тепловыделение, т.е. нагрев ядерного материала, происходит, в основном, за счет α -распада и других процессов распада тяжелых изотопов, содержащихся в материале. Значительный нагрев материала затрудняет обращение с ним, но главным фактором является влияние высокой температуры на слой химической взрывчатки, которая непосредственно примыкает ядерному материалу. При достаточно высокой температуре эта взрывчатка теряет свои свойства и нарушает работоспособность ядерного заряда. Для снижения температуры возможны всякие ухищрения, однако они приводят к усложнению конструкции [18].

Кроме рассмотренных выше характеристик ядерных материалов, влияющих на размеры, массу и работоспособность ядерного заряда, необходимо отметить радиоактивный фон, который практически не влияет на размеры и работоспособность, но затрудняет потенциальным пролифераторам обращение с таким материалом и в то же время облегчает обнаружение такого материала .

В работе приведены результаты анализа привлекательности топливных композиций быстрого натриевого реактора большой мощности типа БН-1200 по их основным нейтронно-физическим характеристикам. Технологические факторы, имеющие отношение к дополнительной обработке материалов ЯТЦ, являются предметом дальнейших исследований. Расчетные исследования проводились с использованием программы MMKENO с системой константного обеспечения ABBN 93.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

Привлекательность ядерных материалов определяют по их нейтронно-физическим свойствам, внутренне присущим этим материалам и позволяющим осуществить самоподдерживающую цепную реакцию деления [16]. В данном исследовании рассматривались следующие свойства: критическая масса (M); собственный нейтронный фон (НФ); тепловыделение (ТВ); радиоактивность (A). Анализируются топливные композиции, которые могут быть использованы в рассматриваемом реакторе: двуокись урана (UO_2), нитрид урана (UN), смешанное оксидное уран-плутониевое топливо $((U+Pu)O_2, MOX)$ и смешанное нитридное уран-плутониевое топливо $((U+Pu)N, СНУП)$.

Для расчетов нейтронно-физических характеристик топливных композиций были получены их изотопные составы для следующих состояний: свежее топливо, загружаемое в активную зону и в экраны (свежая загрузка); облученное топливо, выгружаемое из реактора после первой полной кампании топлива (выгрузка).

Изотопный состав свежего UO_2 -топлива (%): ^{235}U 17,8; ^{238}U 82,2. Изотопный состав UO_2 топлива, выгружаемого из реактора после первой полной кампании (%): ^{235}U – 9,87; ^{236}U – 1,75; ^{238}U – 74,7; ^{238}Pu – $2,16 \cdot 10^{-2}$; ^{239}Pu – 4,6; ^{240}Pu – 0,354; ^{241}Pu – $1,74 \cdot 10^{-2}$; ^{242}Pu – $6,33 \cdot 10^{-4}$; ^{241}Am – $8,07 \cdot 10^{-4}$; ^{243}Am – $1,93 \cdot 10^{-5}$; ^{237}Np – 0,134; ^{239}Np – $1,45 \cdot 10^{-2}$; продукты деления ^{235}U – 9,56.

Изотопный состав свежего UN-топлива (%): ^{235}U – 14,4; ^{238}U – 85,6. Изотопный состав UN-топлива, выгружаемого из реактора после первой полной кампании (%): ^{235}U – 7,81; ^{236}U – 1,26; ^{238}U – 79,0; ^{238}Pu – $1,36 \cdot 10^{-2}$; ^{239}Pu – 4,11; ^{240}Pu – 0,266; ^{241}Pu – $1,29 \cdot 10^{-2}$; ^{242}Pu – $3,91 \cdot 10^{-4}$; ^{241}Am – $6,08 \cdot 10^{-4}$; ^{243}Am – $1,11 \cdot 10^{-5}$; ^{237}Np – $9,59 \cdot 10^{-2}$; ^{239}Np – $1,27 \cdot 10^{-2}$; ^{244}Cm – $5,38 \cdot 10^{-7}$; продукты деления ^{235}U – 7,55.

Изотопный состав свежего MOX-топлива (%): ^{235}U – $8,18 \cdot 10^{-2}$; ^{238}U – 82,7; ^{238}Pu – 0,256; ^{239}Pu – 10,5; ^{240}Pu – 4,26; ^{241}Pu – 1,3; ^{242}Pu – 0,852. Изотопный состав MOX-топлива, выгружаемого из реактора после первой полной кампании (%): ^{235}U – $3,65 \cdot 10^{-2}$; ^{236}U – $8,99 \cdot 10^{-3}$; ^{238}U – 73,8; ^{238}Pu – 0,17; ^{239}Pu – 10,0; ^{240}Pu – 4,65; ^{241}Pu – 0,884; ^{242}Pu – 0,809; ^{241}Am – 0,146; ^{243}Am – 0,103; ^{239}Np – $1,71 \cdot 10^{-2}$; ^{244}Cm – $1,84 \cdot 10^{-2}$; продукты деления ^{239}Pu – 9,3.

Изотопный состав свежего СНУП-топлива (%): ^{235}U $8,64 \cdot 10^{-2}$; ^{238}U – 86,4; ^{238}Pu – 0,202; ^{239}Pu – 8,29; ^{240}Pu – 3,35; ^{241}Pu – 0,973; ^{242}Pu – 0,669; ^{241}Am – $4,76 \cdot 10^{-4}$. Изотопный состав СНУП топлива, выгружаемого из реактора после первой полной кампании (%): ^{235}U – 0,785; ^{236}U – $4,18 \cdot 10^{-2}$; ^{238}U – $8,68 \cdot 10^{-3}$; ^{238}Pu – 0,145; ^{239}Pu – 8,78; ^{240}Pu – 3,63; ^{241}Pu – 0,672; ^{242}Pu – 0,63; ^{241}Am – 0,14; ^{243}Am – $7,23 \cdot 10^{-2}$; ^{239}Np $1,51 \cdot 10^{-2}$; ^{244}Cm – $1,11 \cdot 10^{-2}$; продукты деления ^{239}Pu – 7,43.

Следует отметить, что при принятой в данных исследованиях процедуре расчетов, в первую очередь, определялись критическое состояние системы и ее критическая масса. Все остальные характеристики (тепловыделение, нейтронный фон, активность) рассчитывались применительно к критической массе топливной композиции, и фактически при изменении критической массы эти величины меняются пропорционально для данной топливной композиции. При необходимости получение удельных характеристик не представляет большого труда.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК КРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ С ТОПЛИВНЫМИ КОМПОЗИЦИЯМИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

В данном разделе приведены результаты расчетов нейтронно-физических характеристик критических систем без отражателей нейтронов и с отражателями нейтронов с топливными композициями быстрого натриевого реактора типа БН-1200 для рассматриваемых состояний топливных композиций. В качестве материалов отражателей рассматривались бериллий (Be) и вольфрам (W). Толщина отражателя была принята равной 10 см. Результаты представлены в табл. 1 – 4.

Таблица 1

Характеристики критической системы с урановым оксидным топливом

Параметр	Свежая загрузка			Выгрузка		
	Без отражателя	Материал отражателя		Без отражателя	Материал отражателя	
		Be 10 см	W 10 см		Be 10 см	W 10 см
$R_{кр}$, см	32,20	21,15	27,4	37,82	30,08	31,2
$M_{кр}$, кг	1454	412	896	2356	1186	1323
НФ, н/с	$1,47 \cdot 10^4$	$0,43 \cdot 10^4$	$0,90 \cdot 10^4$	$2,13 \cdot 10^7$	$1,07 \cdot 10^7$	$1,20 \cdot 10^7$
ТВ, Вт	$2 \cdot 10^{-2}$	0,006	0,013	502,65	253,05	282,27
A, Ки	0,85	0,24	0,52	$7,07 \cdot 10^7$	$3,56 \cdot 10^7$	$3,97 \cdot 10^7$

Таблица 2

Характеристики критической системы с урановым нитридным топливом

Параметр	Свежая загрузка			Выгрузка		
	Без отражателя	Материал отражателя		Без отражателя	Материал отражателя	
		Be 10 см	W 10 см		Be 10 см	W 10 см
$R_{кр}$, см	39,90	26,8	33,85	42,70	33,9	37,78
$M_{кр}$, кг	3 246	984	1982	3 979	1990	2756
НФ, н/с	$3,35 \cdot 10^4$	$1,01 \cdot 10^4$	$2,04 \cdot 10^4$	$2,61 \cdot 10^7$	$1,31 \cdot 10^7$	$1,81 \cdot 10^7$
ТВ, Вт	0,04	0,013	0,027	630,50	315,31	436,70
A, Ки	1,71	0,52	1,05	$1,04 \cdot 10^8$	$5,22 \cdot 10^7$	$7,23 \cdot 10^7$

Таблица 3

Характеристики критической системы с МОХ-топливом

Параметр	Свежая загрузка			Выгрузка		
	Без отражателя	Отражатель		Без отражателя	Отражатель	
		Be 10 см	W 10 см		Be 10 см	W 10 см
$R_{кр}$, см	29,50	20,33	25,20	34,39	27,85	30,65
$M_{кр}$, кг	1 118	366	697	1 772	941	1254
НФ, н/с	$1,08 \cdot 10^8$	$3,54 \cdot 10^7$	$6,75 \cdot 10^7$	$9,50 \cdot 10^9$	$5,05 \cdot 10^9$	$6,72 \cdot 10^9$
ТВ, Вт	$1,96 \cdot 10^3$	$0,64 \cdot 10^3$	$1,22 \cdot 10^3$	$3,47 \cdot 10^3$	$1,84 \cdot 10^3$	$2,46 \cdot 10^3$
A, Ки	$1,38 \cdot 10^6$	$4,52 \cdot 10^5$	$8,60 \cdot 10^5$	$6,38 \cdot 10^7$	$3,39 \cdot 10^7$	$4,52 \cdot 10^7$

Таблица 4

Характеристики критической системы со СНУП-топливом

Параметр	Свежая загрузка			Выгрузка		
	Без отражателя	Материал отражателя		Без отражателя	Материал отражателя	
		Ве 10 см	W 10 см		Ве 10 см	W 10 см
$R_{кр}$, см	36,00	25,57	30,66	38,05	30,80	33,5
$M_{кр}$, кг	2 384	854	1473	2 815	1493	1920
НФ, н/с	$1,08 \cdot 10^8$	$0,44 \cdot 10^8$	$0,67 \cdot 10^8$	$1,01 \cdot 10^{10}$	$5,35 \cdot 10^9$	$6,88 \cdot 10^9$
ТВ, Вт	$3,41 \cdot 10^3$	$1,25 \cdot 10^3$	$2,10 \cdot 10^3$	$4,36 \cdot 10^3$	$2,31 \cdot 10^3$	$2,97 \cdot 10^3$
A, Ки	$2,21 \cdot 10^6$	$0,79 \cdot 10^6$	$1,37 \cdot 10^6$	$8,96 \cdot 10^7$	$4,75 \cdot 10^7$	$6,11 \cdot 10^7$

Анализ полученных расчетных результатов для «голых» систем, показывает, что критическая масса рассмотренных топливных композиций значительна – превышает одну тонну. Наименьшей критической массой среди рассмотренных топливных композиций обладает свежее МОХ-топливо – 1118 кг. Для свежего и облученного уранового нитридного топлива критическая масса наибольшая среди рассмотренных топливных композиций – превышает три тонны. При облучении топлива в реакторе критическая масса его возрастает из-за выгорания основных топливных изотопов и образования продуктов деления.

Сравнение топливных композиций на основе урана показывает, что для нитридного топлива критическая масса системы без отражателя примерно в два раза больше, чем для оксидного. Это можно объяснить большей плотностью нитридного топлива и, как результат, меньшим его обогащением по сравнению с оксидным топливом. Как известно, для систем с быстрым спектром нейтронов величина критической массы обратно пропорциональна квадрату плотности материала системы [19].

Для смешанных уран-плутониевых композиций (МОХ- и СНУП-топлива) наблюдается примерно такая же закономерность, как и при сравнении композиций уранового оксидного и уранового нитридного топлива.

Нейтронный фон рассчитывался с учетом двух ядерно-физических процессов: спонтанного деления тяжелых ядер и (α -n)-реакции на кислороде. На азоте эта реакция не имеет сколько-нибудь заметного выхода нейтронов. Основной вклад в нейтронный фон дают четные изотопы плутония. Как и ожидалось, для свежего уранового топлива нейтронный фон критической системы без отражателя нейтронов имеет наименьшее значение – $\sim 10^4$ н/с для критической массы. При этом для нитридного топлива эта величина более чем в два раза выше, чем для оксидного. Для свежих композиций МОХ- и СНУП-топлива нейтронный фон критической системы без отражателя нейтронов составляет $\sim 10^8$ н/с для критической массы. Такое увеличение нейтронного фона по сравнению с урановым топливом связано с присутствием четных изотопов плутония в МОХ- и в СНУП-топливе. При облучении топливных композиций в ядерном реакторе значения нейтронного фона критической системы без отражателя нейтронов для уранового топлива возрастают примерно на три порядка из-за появления изотопов плутония и примерно на порядок – для композиций на смешанном уран-плутониевом топливе из-за увеличения доли четных изотопов плутония.

Тепловыделение топливных композиций связано с присутствием в них ^{238}Pu , а также изотопов америция и кюрия. Впрочем, доля вклада последних не представляет заметной величины по причине их сравнительно невысокой концентрации в топливе. По причине отсутствия плутония тепловыделение критической системы без отражателя

нейтронов для свежих композиций уранового топлива оксидного и нитридного весьма незначительно – сотые доли ватта на критическую массу. При облучении в реакторе уранового топлива тепловыделение существенно возрастает, в основном, за счет образующегося изотопа ^{238}Pu , достигая сотен ватт на критическую массу топлива. Для МОХ- и СНУП-топлива уровень тепловыделения свежего топлива составляет порядка сотен ватт на критическую массу и увеличивается при выгорании, достигая наибольших значений для отработавшего топлива на уровне 300 – 500 Вт на критическую.

Активность критических систем без отражателя нейтронов, содержащих свежее урановое топливо, невелика – не превышает одного кюри для критической массы оксидного топлива и двух кюри для критической массы нитридного топлива. С выгоранием активность резко возрастает, достигая $\sim 10^8$ Ки для критической массы топлива. Для систем, содержащих свежие МОХ- и СНУП-топлива, активность составляет $\sim 10^6$ Ки, увеличиваясь примерно на полтора порядка с выгоранием, что в одинаковой мере справедливо как для систем, содержащих МОХ-топливо, так и для систем, содержащих СНУП-топливо.

Эффективность материала, используемого в качестве отражателя, определяется средней длиной свободного пробега нейтронов до рассеяния в этом материале. Чем она меньше, тем отражатель лучше. Эффективность отражателя нейтронов зависит не только от материала, но и от его толщины. Наиболее эффективными являются толщины в пределах трех средних длин свободного пробега нейтронов в данном материале. При больших толщинах эффективность отражателя нейтронов снижается, и увеличение его размеров не приносит заметной выгоды в уменьшении критической массы системы [20].

Наиболее эффективным отражателем нейтронов является бериллий. Он особенно эффективно снижает критическую массу для систем, содержащих свежие топливные композиции, – примерно до 30% от критической массы «голой» системы. Для уранового оксидного топлива критическая масса системы с бериллиевым отражателем уменьшается до значений чуть больше 400 кг. С учетом небольшого нейтронного фона, тепловыделения и активности эта топливная композиция может представлять определенный интерес для пролифераторов. Для свежего МОХ-топлива критическая масса с бериллиевым отражателем еще меньше – немного превышает 350 кг. И хотя такая топливная композиция имеет существенно большие нейтронный фон и тепловыделение по сравнению с урановым топливом, она также может представлять определенный интерес для пролифераторов. Для нитридных топливных композиций с отражателем нейтронов из бериллия критические массы выше и составляют около 980 и 850 кг для уранового и СНУП-топлива соответственно.

Для выгоревших топливных композиций (выгрузка после первой полной кампании) эффективность бериллия как отражателя несколько ниже – до $\sim 50\%$ от критической массы «голой» системы. При этом практически для всех топливных композиций критическая масса примерно в два раза больше по сравнению с их свежими составами.

Эффективность отражателя из вольфрама по снижению критической массы существенно ниже по сравнению с бериллием.

При исследовании нейтронного фона и тепловыделения рассмотренных топливных композиций было отмечено, что для свежих композиций уранового топлива (оксидного и нитридного) величины нейтронного фона и тепловыделения сравнительно невелики, и они, по всей видимости, не смогут представлять каких-либо проблем для потенциальных пролифераторов. В этом случае главным препятствием будет сравнительно большое значение критической массы. Однако при наличии в руках потенциальных пролифераторов технологии обогащения это препятствие может быть

преодолимо за счет дообогащения свежего уранового топлива до более высоких значений при сравнительно небольших затратах на работу разделения [3].

Для свежих и выгоревших составов смешанных топливных композиций (МОХ- и СНУП-топлива), а также для выгоревших составов уранового оксидного и нитридного топлива величины нейтронного фона и тепловыделения критических сборок с отражателями нейтронов становятся весьма значительными и вместе с возросшей критической массой будут представлять практически непреодолимый барьер при попытке пролифераторов использовать их для создания ЯВУ.

Активность свежего уранового топлива, как оксидного, так и нитридного, невелика – не превышает 1 Ки для критической массы системы с отражателем нейтронов. С выгоранием активность резко возрастает, достигая $\sim 5 \cdot 10^7$ Ки для критической массы топлива. Для свежих смешанных уран-плутониевых композиций активность критической системы с отражателями нейтронов составляет $\sim 10^6$ Ки, увеличиваясь примерно на один – два порядка с выгоранием, что в одинаковой мере справедливо как для критической массы МОХ-топлива, так и для критической массы СНУП-топлива.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчетный анализ показал, что рассмотренные топливные композиции, которые могут быть использованы для загрузки большого быстрого реактора типа БН-1200 с натриевым теплоносителем, имеют достаточно большую критическую массу, превышающую одну тонну и более. При применении простейших отражателей нейтронов критическая масса рассматриваемых топливных композиций уменьшается примерно вдвое, но остается величиной довольно значительной. Для урановых композиций наименьшую критическую массу имеет свежее оксидное топливо с бериллиевым отражателем толщиной 10 см ~ 400 кг, что с учетом небольшого нейтронного фона, тепловыделения и активности эта топливная композиция может представлять определенный интерес для субнациональных и (или) террористических организаций.

Необходимо обратить внимание на изотопный состав плутония, который нарабатывается в активной зоне быстрого реактора при использовании в качестве стартовой загрузки уранового топлива. В отработавшем урановом топливе после первой кампании образуется плутоний с высоким содержанием ^{239}Pu – $\sim 93\%$. Отказ от бланкетов в быстром реакторе не решает эту проблему и фактически переводит наработку кондиционного плутония в активную зону с гораздо большей производительностью. Поэтому необходимы дальнейшие дополнительные исследования обсуждаемой проблемы при запуске быстрых реакторов на урановом топливе.

Применительно к ядерно-энергетическому комплексу России наибольшего внимания и защиты от хищений требуют условия при производстве уранового оксидного топлива для быстрых реакторов, а также при транспортировке такого топлива на АЭС, включая обращение с ним на АЭС до загрузки в реактор и после выгрузки из реактора.

Литература

1. Интернет-ресурс: <http://nuclear.ru/news/98344> от 10.02.2016 (На Белоярской АЭС завершился этап энергетического пуска блока №4 с РУ БН-800).
2. Поплавский В.М., Чебесков А.Н., Матвеев В.И. Реактор БН-800 как новый этап в развитии технологии быстрых натриевых реакторов. // Атомная энергия. - 2004. - Т. 96. - №. 6. - С. 426-432.
3. Avrorin E.N., Chebeskov A.N. Fast Reactors and Nuclear Nonproliferation. International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13), Paris, France, 4-7 March 2013.
4. Chebeskov A.N., Poplavsky V.M. State of the Art and Trends of Development of Fast Reactor

Technology. Proceedings of GLOBAL 2011, Makuhari, Japan, 11-16 December 2011, Paper No. 357127.

5. *Chebeskov A.N.* An Approach to Proliferation Risk Assessment for Research Nuclear Reactors. Proceeding of the Russian-American Symposium on the Conversion of Research Reactors to Low Enriched Uranium Fuel, Moscow, Russia, 6-10 June, 2011.

6. *Hassberger James A., Isaacs Tom, Schock Robert N.* A Strategic Framework for Proliferation Resistance: A Systematic Approach for the Identification and Evaluation of Technology Opportunities to Enhance the Proliferation Resistance of Civilian Nuclear Energy Systems. Global 2001 International Conference, Paris, France, 10-13 September 2001.

7. *Chebeskov A.N., Decusar V.M.* Evaluation of the Scenario for Innovative Russian Nuclear Power development. Proceeding of the 2007 ANS/ENS International Meeting «Making the Renaissance Real», US, Washington DC, 11-15 September, 2007.

8. *Chebeskov A.N., Butler J., Dyer J., Edmunds T., Jia J., Oussanov V.* Advances in Decision Analysis, Cambridge University Press 2007. – PP. 489-513.

9. *Chebeskov A.N., Whitlock J., Bari R.* Status of the Gen-IV Proliferation Resistance and Physical Protection (PRPP) Evaluation Methodology. The IAEA International Safeguards Symposium, 20-24 October, 2014.

10. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proceeding of the 16th Pacific Basin Nuclear Conference (16PBNC). Oct. 13-18, 2008. Aomori, Japan.

11. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* International Nuclear Fuel Centers in Global Nuclear Power Infrastructure. Int. Workshop on Non-Proliferation Embedded at The XI International Conference «Nuclear Safety&Nuclear Education» Central Institute for Continuing Education&Training, Obninsk, Russian Federation, September 30 – October 2, 2009.

12. *Chebeskov A.N.* New Technological Platform of Nuclear Power. Int. Workshop: «Multilateral Concepts of Nuclear Fuel Cycle in Asia Pacific». The University of Tokyo, 26-27 October, 2009.

13. *Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S.* Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009.

14. *Chebeskov A.N., Poplavskaya E.V.* International nuclear fuel cycle centers in the global infrastructure of nuclear power (Technological aspects of the problem). Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), December 7-11, 2009, Kyoto, Japan.

15. *Chebeskov A.N., Poplavsky V.M.* Status and Trends of Development of Fast Reactor Technology in the Russian Federation. Proceeding of the 7th Tsuruga Int. Energy Forum, November 19-20, 2010, Tsuruga, Fukui, Japan.

16. *Chebeskov A.N., Korobeynikov V.V., Kudryavtsev E.G., Tikhomirov B.B.* Quantitative Approach to Evaluate Attractiveness of Nuclear Fuel Cycle Materials. International Conference, Moscow, 13-15 July, 2005.

17. *Carson Mark J.* Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. // Science&Global Security. – 1993. – №4. – PP. 111-128.

18. *Kessler G.* Proliferation-Proof Uranium/Plutonium Fuel Cycles. Safeguards and Non-Proliferation. KIT Scientific Publishing, ISBN 978-3-86644-614-4, p. 372, 2011.

19. *Waltar Alan E., Todd Donald R., Tsvetkov Pavel V.* Editors Fast Spectrum Reactors. ISBN 978-1-4419-9571-1 e-ISBN 978-1-4419-9572-8, DOI 10.1007/978-1-4419-9572-8.

20. *Глестон С., Эдлунд М.* Основы теории ядерных реакторов. – М.: Издательство иностранной литературы, 1954.

Поступила в редакцию 10.02.2016 г.

Авторы

Львова Евгения Михайловна, младший научный сотрудник

E-mail: evgen@ippe.ru

Чебесков Александр Николаевич, главный научный сотрудник, доктор техн. наук

E-mail: chebes@ippe.ru

UDC 621.039.51

ANALYSES OF THE ATTRACTIVENESS OF MATERIALS AS APPLIED TO THE FUEL CYCLE OF LARGE CAPACITY FAST REACTOR OF BN-TYPE

L'vova E.M., Chebeskov A.N.

JSC «SSC RF-IPPE» n.a. A.I. Leypunsky

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

ABSTRACT

Nuclear fuel cycle of fast reactors contains material which is directly or with some additional processing can potentially be used to manufacture a primitive nuclear explosive device or even for the production of powerful nuclear weapons. When considering the problem of non-proliferation of nuclear weapons and nuclear terrorism it is customary to apply to such materials the notion of attractiveness, in other words, to evaluate the potential use of these materials in undeclared activities. The attractiveness of nuclear materials in the first turn is estimated according to their intrinsic neutron-physical properties. The value of critical mass is a key characteristic in the choice of nuclear material that can be used to manufacture nuclear explosive devices. In addition to critical mass, important characteristics of nuclear materials are neutron background and heat generation. The high neutron background will inevitably lead to the premature start of the chain fission reaction – predetonation, which practically excludes the possibility of nominal energy yield. Significant level of heat generation of nuclear material complicates its treatment, but the main factor is the influence of high temperature on the degradation of chemical explosives, which is directly adjacent nuclear material and at a sufficiently high temperature of nuclear material the chemical explosive loses its properties and breaks the performance of a nuclear charge.

This paper presents the results of the study of the attractiveness of different types of fuel compositions according to their neutron-physical properties as applied to the fuel cycle of sodium fast reactor of high capacity (BN-1200 type) for different options of the reactor start loading and reaching steady-state conditions. The objects of the study are the simplest systems in the form of spherical assemblies containing the fuel compositions of the fast reactor BN-1200 type without reflectors and surrounded by elementary neutron reflectors. Critical state is defined for each such a system and for this state main neutron-physical properties are calculated.

Key words: non-proliferation of nuclear weapons, attractiveness of nuclear materials, fast sodium reactor of large capacity, uranium oxide, uranium nitride, mixed oxide uranium-plutonium fuel, mixed nitride uranium-plutonium fuel, critical assemblies, neutron reflector, critical mass, beryllium, tungsten.

REFERENCES

1. Available at: <http://nuclear.ru/news/98344> от 10.02.2016 (Na Beloyarskoj AES zavershilsya etap energeticheskogo puska bloka №4 s RU BN-800) [First power program completed at Beloyarsk-4 with BN-800 reactor] (in Russian).
2. Poplavskiy V.M., Chebeskov A.N., Matveev V.I. Reaktor BN-800 kak novyj etap v razvitii tehnologii bystryh natrievykh reaktorov [BN-800 as a new stage in the development of technology of fast neutron reactors]. *Atomnaya energiya*. 2004, v. 96, no. 6, pp. 426-432 (in Russian).
3. Avrorin E.N., Chebeskov A.N. Fast Reactors and Nuclear Nonproliferation. International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR13), Paris, France, 4-7 March 2013.

4. Chebeskov A.N., Poplavsky V.M. State of the Art and Trends of Development of Fast Reactor Technology. Proceedings of GLOBAL 2011, Makuhari, Japan, 11-16 December 2011, Paper No. 357127.
5. Chebeskov A.N. An Approach to Proliferation Risk Assessment for Research Nuclear Reactors. Proceeding of the Russian-American Symposium on the Conversion of Research Reactors to Low Enriched Uranium Fuel, Moscow, Russia, 6-10 June, 2011.
6. Hassberger James A., Isaacs Tom, Schock Robert N. A Strategic Framework for Proliferation Resistance: A Systematic Approach for the Identification and Evaluation of Technology Opportunities to Enhance the Proliferation Resistance of Civilian Nuclear Energy Systems. Global 2001 International Conference, Paris, France, 10-13 September 2001.
7. Chebeskov A.N., Decusar V.M. Evaluation of the Scenario for Innovative Russian Nuclear Power development. Proceeding of the 2007 ANS/ENS International Meeting «Making the Renaissance Real», US, Washington DC, 11-15 September, 2007.
8. Chebeskov A.N., Butler J., Dyer J., Edmunds T., Jia J., Oussanov V. Advances in Decision Analysis, Cambridge University Press 2007, pp. 489-513.
9. Chebeskov A.N., Whitlock J., Bari R. Status of the Gen-IV Proliferation Resistance and Physical Protection (PRPP) Evaluation Methodology. The IAEA International Safeguards Symposium, 20-24 October, 2014.
10. Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S. Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk. Proceeding of the 16th Pacific Basin Nuclear Conference (16PBNC). Oct. 13-18, 2008. Aomori, Japan.
11. Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S. International Nuclear Fuel Centers in Global Nuclear Power Infrastructure. Int. Workshop on Non-Proliferation Embedded at The XI International Conference «Nuclear Safety & Nuclear Education» Central Institute for Continuing Education & Training, Obninsk, Russian Federation, September 30 – October 2, 2009.
12. Chebeskov A.N. New Technological Platform of Nuclear Power. Int. Workshop: «Multilateral Concepts of Nuclear Fuel Cycle in Asia Pacific», The University of Tokyo, 26-27 October, 2009.
13. Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S. «Role of the International Fuel Centers with Fast Reactors in Minimization of Proliferation Risk». Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009.
14. Chebeskov A.N., Poplavskaya E.V. International nuclear fuel cycle centers in the global infrastructure of nuclear power (Technological aspects of the problem). Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), December 7-11, 2009, Kyoto, Japan.
15. Chebeskov A.N., Poplavsky V.M. Status and Trends of Development of Fast Reactor Technology in the Russian Federation. Proceeding of the 7th Tsuruga Int. Energy Forum, November 19-20, 2010, Tsuruga, Fukui, Japan.
16. Chebeskov A.N., Korobeynikov V.V., Kudryavtsev E.G., Tikhomirov B.B. Quantitative Approach to Evaluate Attractiveness of Nuclear Fuel Cycle Materials. International Conference, Moscow, 13-15 July, 2005.
17. Carson Mark J.. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. *Science & Global Security*. 1993, no. 4, pp. 111-128, 1993.
18. Kessler G. Proliferation-Proof Uranium/Plutonium Fuel Cycles. Safeguards and Non-Proliferation. KIT Scientific Publishing, ISBN 978-3-86644-614-4, p. 372, 2011.
19. Waltar A.E., Todd D.R., Tsvetkov P.V. Editors Fast Spectrum Reactors. ISBN 978-1-4419-9571-1 e-ISBN 978-1-4419-9572-8, DOI 10.1007/978-1-4419-9572-8.
20. Glesston S., Edlund M. Osnovy teorii jadernyh reaktorov [Foundations of the theory of nuclear reactors]. Moscow. Inostrannaya Literatura Publ., 1954 (in Russian).

Authors

L'vova Evgeniya Mihajlovna, Junior Research Scientist

E-mail: evgen@ippe.ru

Chebeskov Aleksandr Nikolaevich, Principal Researcher, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: chebes@ippe.ru

ПРЕВРАЩЕНИЯ ПОКРЫТИЙ ОКСИДА АЛЮМИНИЯ ПРИ ИМИТАЦИИ ФАКТОРОВ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

В.К. Милинчук, Э.Р. Клиншпонт, В.И. Белозеров, И.С. Хаврошина,

Э.И. Садиков

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ.

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

Р

Рассмотрены результаты исследований кинетики генерации водорода гетерогенными композициями с алюминием, подвергнутым γ -облучению на воздухе, в различных водных растворах при комнатной температуре и отжигу при высокой температуре. Установлено, что кинетика генерации водорода зависит от дозы γ -облучения, температуры и состава водной среды. Изменения кинетики генерации водорода обусловлены превращениями покрытий оксида алюминия при воздействии факторов, имитирующих условия ядерных энергетических установок. Эффект превращения оксидных покрытий металлов следует учитывать при прогнозировании коррозионной стойкости конструкционных материалов в ЯЭУ.

Ключевые слова: алюминий, оксид алюминия, вода, водород, доза облучения, кинетика генерации, отжиг, превращение оксидного покрытия.

ВВЕДЕНИЕ

В ядерных энергетических установках (ЯЭУ) высокую коррозионную стойкость конструкционных материалов обеспечивают пассивирующие оксидные покрытия, которые предохраняют чистый металл от прямого контакта с водой и водяным паром. Так цирконий и циркониевые сплавы покрыты слоем оксида циркония ZrO_2 , алюминий и алюминиевые сплавы – оксида алюминия Al_2O_3 . На примере алюминия установлено, что при удалении поверхностной оксидной пленки Al_2O_3 в щелочных растворах алюминий эффективно взаимодействует с водой с образованием водорода и твердого продукта [1 – 3]. Исследования накопления водорода в гидрореакционных гетерогенных композициях с алюминием показали, что кинетика процесса образования водорода позволяют судить о превращениях поверхностного оксидного покрытия алюминия при взаимодействии с химическим активатором, водой и кислородом воздуха. Поэтому изучение кинетических закономерностей накопления водорода в композициях, содержащих конструкционные материалы с оксидными покрытиями, может быть использовано для выяснения трансформаций поверхностного оксидного слоя алюминия при комплексном воздействии факторов, имитирующих условия ЯЭУ – ионизирующих излучений, высоких температур, водного теплоносителя, кислорода воздуха.

Представлены результаты исследований кинетических закономерностей генерации водорода гидрореакционными гетерогенными композициями, содержащими алюминий,

© В.К. Милинчук, Э.Р. Клиншпонт, В.И. Белозеров, И.С. Хаврошина, Э.И. Садиков, 2016

предварительно подвергнутый радиационной и термической обработке. С этой целью образцы алюминия облучали γ -излучением ^{60}Co при комнатной температуре на воздухе и в водных средах, моделирующих теплоноситель реактора ВВЭР. Образцы γ -облученного алюминия подвергались последующей термической обработке при 320°C на воздухе. На основании исследований кинетики накопления водорода сделаны предположения о превращениях поверхностного слоя оксида алюминия при имитации условий эксплуатации конструкционных материалов в водном теплоносителе реактора [4]. Алюминий исследуется как модельный металл по отношению к цирконию: в ряду напряжений металлов алюминий и цирконий располагаются рядом (стандартные электродные потенциалы в воде алюминия – 1.66 В, циркония – 1.59 В). Изучению физических свойств оксида алюминия посвящена обширная литература, например [5 – 17].

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Для исследований были взяты образцы технического алюминия в виде алюминиевой пудры с удельной поверхностью $1.6 \text{ м}^2/\text{г}$ (марка ПАП-2, ГОСТ 5494-95). Частицы алюминия в пудре имеют пластинчатую форму и покрыты тонкой оксидной и жировой пленкой. Насыпная плотность пудры составляет около $0.15 - 0.30 \text{ г}/\text{см}^3$, содержание активного алюминия 85 – 93%. Средняя толщина лепестков алюминиевой пудры составляет приблизительно $0.25 - 0.50 \text{ мкм}$, а средний линейный размер $20 - 30 \text{ мкм}$. В качестве активатора алюминия была взята соль кристаллогидрат метасиликата натрия состава $\text{Na}_2\text{SiO}_3 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$ с температурой плавления 48°C и константой гидролиза 10^{-3} .

Алюминиевую пудру помещали в толстостенные стеклянные сосуды объемом 500 мл и облучали при комнатной температуре на γ -источнике ^{60}Co дозами 1.0, 2.0 и 5.0 МГр при мощности поглощенной дозы $1.5 \text{ Гр}/\text{с}$. На воздухе, в дистиллированной воде, растворе борной кислоты (5 г/л 20% содержание кислоты), растворе борной кислоты и гидроксида калия ($\text{pH} = 8$) образцы облучали дозой 1.0 МГр. Отжиг образцов исходного и γ -облученного алюминия проводили при 320°C на воздухе в муфельной печи модели SNOL-4/900 в следующем режиме: отжиг образца в течение примерно 6 ч, затем выдержка образца при комнатной температуре в течение примерно 17 ч, повторный отжиг в течение ~ 6 ч и т.д. до набора нужной длительности отжига.

Исследование кинетики накопления водорода включает в себя следующие процедуры. Реакционная смесь приготавливается путем тщательного перемешивания алюминиевой пудры (исходной, γ -облученной, отожженной) и кристаллогидрата метасиликата натрия в определенной пропорции с добавлением дистиллированной воды. Навеска смеси загружалась в стеклянную колбу объемом 500 мл с трубкой для отвода водорода через воду в измерительную ячейку установки. Реакционный сосуд помещался в термостат и нагревался до заданной температуры. Мониторинг генерации водорода проводился путем измерения количества выделившегося водорода в измерительной ячейке.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Процесс формирования слоя оксида алюминия Al_2O_3 на поверхности алюминия является двусторонним, т.е. на одной стороне этого слоя реакция идет на поверхности раздела двух твердых фаз алюминий – слой оксида алюминия, на другой – твердый слой оксида алюминия, вода и кислород воздуха. В образующемся оксиде растворяются избыточный против стехиометрии алюминий, вода и кислород, и слой оксида алюминия представляет собой двухстороннюю нестехиометрическую фазу. В воздушной среде с каждой стороны слоя идут два потока заряженных частиц: со стороны металла – поток металла и электронов, со стороны газовой фазы – поток ионов кислорода и дырок. Толщина оксидного слоя растет за счет потока катионов и анионов [18].

Образующаяся пленка оксида алюминия толщиной от 1 до 100 нм состоит из двух слоев – внутреннего компактного кристаллического слоя, прилегающего к металлу, и

внешнего пористого слоя [19]. Высокую механическую прочность оксидной пленке обеспечивает внутренний кристаллический слой толщиной 1 – 3 нм, плотно контактирующий с металлом. Верхний рыхлый слой пленки со структурой байерита $Al_2O_3 \cdot 3H_2O$ представляет собой моноклинную гидроксид.

В условиях нашего эксперимента гетерогенная композиция состава «твердый алюминий - слой оксида алюминия - вода, кислород» подвергается прямому облучению γ -излучением, воздействию энергии, передающейся от алюминия к оксидному слою в форме возбуждений и заряженных частиц, а также воздействию кислорода воздуха, промежуточных активных частиц и стабильных продуктов радиолиза воды. О характере превращений слоя оксида алюминия при воздействии этих факторов можно высказать предположения на основании изучения кинетики образования водорода в композициях, содержащих алюминий, предварительно подвергнутый радиационной, термической и химической обработке.

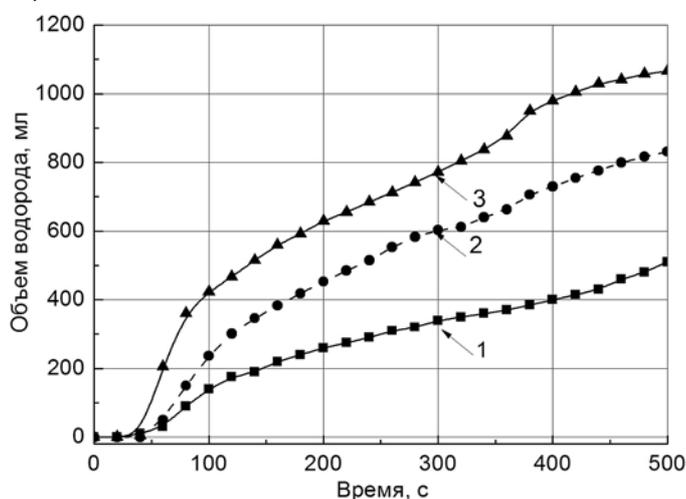
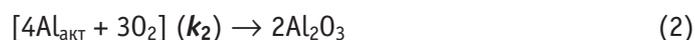


Рис. 1. Зависимость объема выделившегося водорода от времени протекания реакции: 1 – композиция с исходным алюминием; 2, 3 – композиции с алюминием, γ -облученным на воздухе при комнатной температуре дозой 1 и 2 МГр соответственно. Композиция состава: 1 г алюминия, 2 г кристаллогидрата метасиликата натрия и 10 г дистиллированной воды

На кинетических кривых, описывающих зависимость количества водорода, образующегося композицией с исходным и γ -облученным алюминием, можно выделить участки, относящиеся к трем стадиям твердофазных реакций: начальной, основной и заключительной (рис. 1). Характерной особенностью начальной стадии является наличие индукционного периода, в течение которого процесс образования водорода идет медленно. Это обусловлено тем, что алюминий покрыт оксидным слоем Al_2O_3 , не допускающим прямого соприкосновения реагентов – чистого алюминия и воды. Наличие квазистационарного оксидного слоя обусловлено одновременным протеканием с близкими скоростями трех конкурирующих процессов: с одной стороны, разрушение оксидного слоя Al_2O_3 при взаимодействии с химическим активатором в щелочной среде с образованием активированного алюминия (без оксидного слоя) и стабильного продукта:

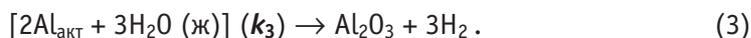


с другой стороны, восстановление слоя оксида алюминия за счет быстрой реакции активированного алюминия с кислородом:



и реакции активированного алюминия с водой с образованием оксида алюминия и во-

дорода:



Растворение оксидной пленки в щелочной среде связано с действием гидроксил-иона OH^- химического активатора. В зависимости от соотношения констант скоростей этих реакций и их концентраций устанавливается квазистационарное отношение концентраций оксида алюминия и активированного алюминия. По мере снижения концентрации оксида алюминия в композиции увеличивается скорость генерации водорода. Толщина слоя оксида алюминия много меньше толщины частиц алюминия (~ 0.5 мкм). Такое состояние гетерогенной композиции позволяет определить характер кинетических закономерностей накопления водорода в зависимости от соотношения констант скоростей активации и окисления поверхности алюминия [2].

Начальная стадия заканчивается быстрым нарастанием скорости образования водорода после того, как активатор нарушит сплошность слоя оксида алюминия, создав в нем протяженные микродефекты в качестве транспортных путей для подвода молекул воды к активированному металлу. Молекулы воды с константой скорости k_3 взаимодействуют с активированным алюминием с образованием оксида алюминия и водорода (стандартные термодинамические функции взаимодействия воды с алюминием при 298 К: $\Delta H^\circ = -272.8$ кДж/моль, $\Delta G^\circ = -287.8$ кДж/моль) – см. уравнение (3).

Как видно на рис. 1, кривые накопления водорода для композиций, содержащих алюминий, γ -облученный дозой 1.0 МГр (кривая 2) и 2.0 МГр (кривая 3) на воздухе при комнатной температуре, подобны кривой для композиции с необлученным алюминием (кривая 1). Это свидетельствует о том, что в композициях до и после γ -облучения протекают одинаковые твердофазные реакции. Однако уменьшение индукционного периода свидетельствует об изменении исходного физико-химического состояния оксида алюминия, которое сопровождается увеличением скорости взаимодействия активатора с оксидом алюминия. Как следствие, при γ -облучении на воздухе оксидный слой претерпевает превращения, изменяющие его реакционную способность по отношению к химическому активатору, о чем свидетельствует увеличение скорости генерации водорода после облучения дозой 1.0 МГр примерно в два раза и дозой 2.0 МГр примерно в три раза.

О характере превращений оксидного слоя в водном теплоносителе можно судить на основании исследований кинетики накопления водорода в композициях с алюминием, γ -облученным при комнатной температуре в водных средах, моделирующих теплоноситель реактора типа ВВЭР. На рисунке 2 приведены кривые накопления водорода в композициях, содержащих алюминий, γ -облученный дозой 1 МГр при комнатной температуре на воздухе (кривая 1), в дистиллированной воде (кривая 2), 20%-ом водном растворе борной кислоты (кривая 3) и в водном растворе борной кислоты с гидроксидом калия ($\text{pH} = 8$) (кривая 4). По сравнению с облучением в воздушной среде при γ -облучении в дистиллированной воде скорость генерации водорода увеличивается на $\sim 15\%$, в водном растворе борной кислоты в ~ 2.0 раза, в растворе борной кислоты с едким кали в ~ 4.5 раза. Значительное увеличение образования водорода в композициях с алюминием, облученным в водных растворах, свидетельствует об активном участии продуктов радиолитического теплоносителя и корректирующих добавок в процессах взаимодействия с оксидным слоем. В композициях с алюминием радиолитический процесс воды протекает по известному механизму с образованием промежуточных активных частиц, радиационно-химические выходы которых (G частиц/100 эВ) составляют гидратированные электроны – 3.0, радикалы OH^- – 2.9, радикалы H^- – 0.6, катионы водорода H^+ – 3.3, гидроксил-ионы OH^- – 0.5 [20]. Кроме того, водный теплоноситель содержит кислород, борную кислоту, гидроксид калия, хлорид- и фторид-ионы, примеси продуктов коррозии конструктивных материалов активной зоны, а также образующиеся при радиолитическом

($G = 0.45$) и пероксид водорода ($G = 0.8$), которые участвуют в реакциях с оксидом алюминия. К сожалению, сведения о закономерностях радиационно-химических превращений водных систем такого сложного химического состава в литературе отсутствуют. Очевидно, в водном теплоносителе оксидные покрытия алюминия подвергаются воздействию совокупности всех этих реагентов, приводящие к снижению химической стойкости и растворению поверхностного слоя оксида алюминия в присутствии химического активатора по реакции (1).

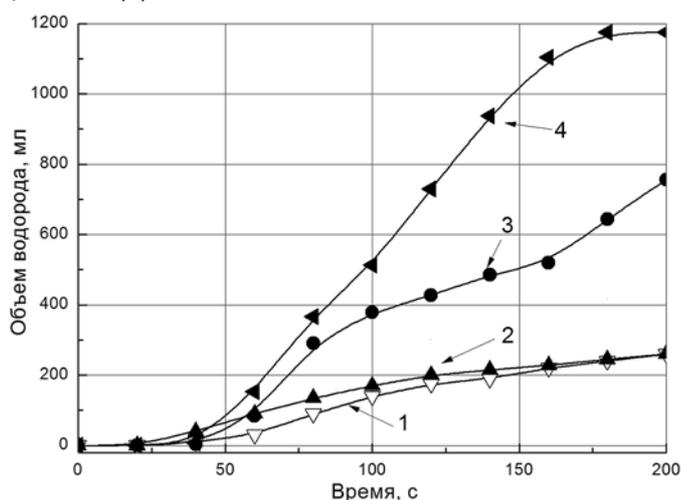


Рис. 2. Кривые накопления водорода в композициях, содержащих алюминий, γ -облученный дозой 1.0 МГр при комнатной температуре: 1 – на воздухе; 2 – в дистиллированной воде; 3 – в 20%-ном водном растворе борной кислоты; 4 – в водном растворе борной кислоты с гидроксидом калия. Композиция состава: 1 г алюминия, 2 г кристаллогидрата метасиликата натрия и 10 г дистиллированной воды

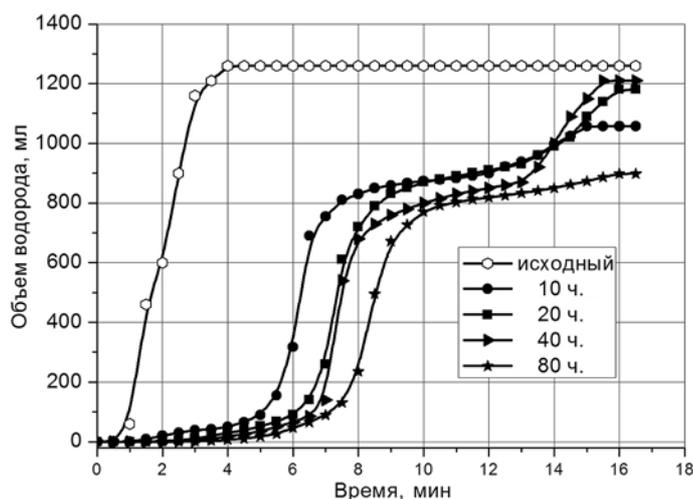


Рис. 3. Кривые накопления водорода в композициях, содержащих исходный алюминий (1) и алюминий, отожженный на воздухе при 320°C в течение 10 ч (2), 20 ч (3), 40 ч (4) и 80 ч (5). Композиция состава: 1 г алюминия, 2 г кристаллогидрата метасиликата натрия и 10 г дистиллированной воды

На рисунке 3 представлены кривые накопления водорода в композициях с исходным алюминием (кривая 1) и алюминием, отожженным на воздухе при 320°C в течение 10 ч (кривая 2), 20 ч (кривая 3), 40 ч (кривая 4) и 80 ч (кривая 5). Видно существенное отличие в форме кривых для композиций с исходным алюминием (кривая 1) и для композиций с отожженными образцами алюминия (кривые 2 – 5), а именно, в композициях с отожженным алюминием, наряду с изменением формы кривых, приблизительно в пять –

шесть раз больше величина индукционного участка для композиции с неотожженным образцом алюминия. Отметим слабое влияние длительности отжига на величину индукционного периода. Идентичность кривых 2 – 5 и слабая зависимость величины индукционного участка от длительности отжига свидетельствуют о большой скорости формирования оксидного слоя по реакциям (2) и (3). Из различия форм кривой 1 и кривых 2 – 5 следует, что при отжиге на поверхности алюминия образуется оксидный слой с новыми свойствами, взаимодействие которого с химическим активатором отличается от взаимодействия оксидного слоя исходного алюминия.

О влиянии γ -облучения на кривые накопления водорода можно судить по данным, представленным на рис. 4. Видно, что кривые накопления водорода у композиций, содержащих алюминий, γ -облученный дозами 1, 2 и 5 МГр и затем отожженный на воздухе при 320°C в течение 40 ч, имеют такую же форму, как и кривые накопления водорода у композиций, содержащих отожженный необлученный алюминий. Из этого следует, что на необлученном и облученном алюминии при отжиге происходит формирование оксидного слоя идентичного состава, и предварительное γ -облучение алюминия не оказывает значительного влияния на термоокислительный процесс на поверхности металла.

Образование больших индукционных периодов при отжиге исходных и облученных образцов алюминия обусловлено влиянием температуры на оксидную пленку. Предполагается, что на воздухе, насыщенном водой, до 90°C пленка оксида алюминия, прилегающая к металлу, имеет аморфное строение, а верхний слой имеет структуру байерита $Al_2O_3 \cdot 3H_2O$, представляющую собой моноклинную гидроксид [19]. Повышение температуры выше 100°C приводит к образованию гидратированного оксида – бемита $Al_2O_3 \cdot H_2O$, имеющего ромбическую структуру.

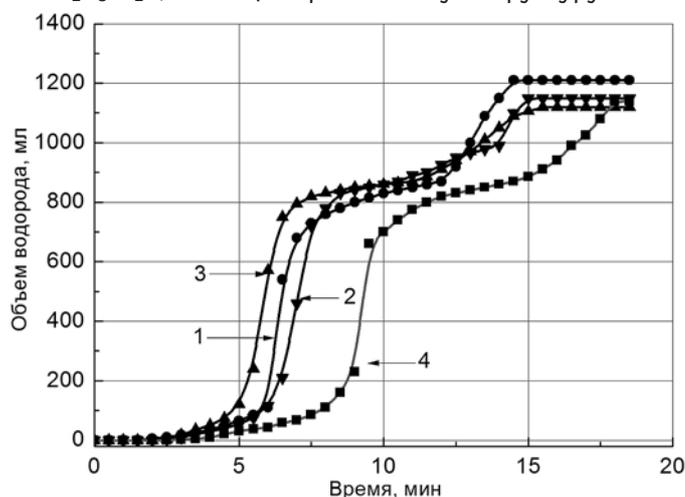


Рис. 4. Кривые накопления водорода в композициях, содержащих алюминий, отожженный на воздухе в течение 40 ч (1); алюминий, γ -облученный на воздухе при комнатной температуре дозами 1.0 МГр (2), 2 МГр (3), 5 МГр (4) и затем отожженный на воздухе в течение 40 ч. Композиция состава: 1 г алюминия, 2 г кристаллогидрата метасиликата натрия и 10 г дистиллированной воды

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Из результатов исследований кинетических закономерностей генерации водорода композициями с алюминием следует, что кинетический метод позволяет получать ценные сведения о химических превращениях оксидных покрытий алюминия при воздействии факторов, имитирующих условия активной зоны реакторов типа ВВЭР. Оксидные покрытия алюминия при воздействии радиации, высокой температуры, продуктов радиолиза водной среды, кислорода претерпевают

превращения, приводящие к нарушению сплошности оксидной пленки алюминия. К участкам образующегося «чистого» металла по дефектам структуры покрытий диффундируют молекулы воды, экзотермические реакции которых приводят к коррозии алюминия с образованием молекулярного водорода и твердых продуктов. Механизм участия водорода и твердых продуктов в разрушении оксидного покрытия алюминия изучается. Обнаруженные процессы превращения оксидных покрытий металлов следует учитывать при разработке моделей коррозии конструкционных материалов в условиях комплексного воздействия факторов активной зоны ЯЭУ.

Литература

1. Милинчук В.К., Клишпонт Э.Р., Белозеров В.И., Ананьева О.А., Ларичева Т.Е., Куницына Т.Е. Химическое разложение воды на водород в гетерогенных алюминийсодержащих композициях. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – № 4. – С. 32 – 38.
2. Клишпонт Э.Р., Рощектаев Б.М., Милинчук В.К. Кинетика накопления водорода при химическом разложении воды в гетерогенных композициях. // Альтернативная энергетика и экология. – ISJAEЕ. – 2012. – № 9. – С. 116 – 120.
3. Милинчук В.К., Клишпонт Э.Р., Белозеров В.И. Автономный генератор водорода на основе химического разложения воды алюминием. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 2. – С. 49 – 59.
4. Рощектаев Б.М. Водно-химический режим АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Учебное пособие. – М.: НИЯУ «МИФИ», 2010. – 132 с.
5. Масляев С.А., Морозов Е.В., Ромахин П.А. и др. Повреждаемость оксида алюминия мощными потоками ионов, плазмы и лазерного излучения. // Физика и химия обработки материалов. – 2015. – № 3. – С. 5-17.
6. Kortov V.S., Nikiforov S.V., Moiseikin E.V., Vokhmintsev A.S., Simanov A.G. Luminescent and Dosimetric Properties of Nanostructured Ceramics Based on Aluminum Oxide. // Physics of the Solid State. – 2013. – Vol. 55. – No. 10. – PP. 2088–2093.
7. Schembri V.L., Heijmen B.J. Optically stimulated luminescence (OSL) of carbon-doped aluminum oxide ($Al_2O_3:C$) for film dosimetry in radiotherapy. *Med Phys.* – 2007. – Vol. 34. – No. 6. – PP. 2113-2118.
8. Wang Hu Bi, Zeale Y.W. Performance of Al_2O_3 : optically stimulated luminescence dosimeters for clinical radiation therapy applications. // Australas Phys Eng Sci Med. – 2009. – Vol. 32. – No. 4. – PP. 226-232.
9. Azorin J.L., Esparza A, Falcony C, Rivera T, Garcia M, Martinez E. Preparation and thermoluminescence properties of aluminium oxide doped with europium. // Radiat Prot Dosimetry. – 2002. – Vol. 100. – No (1-4). – PP. 277-280.
10. De Azevedo W.M., De Oliveira G.B., Da Silva E.F. Jr, Khoury H.J., Oliveira de Jesus E.F. Highly sensitive thermoluminescent carbon doped nanoporous aluminium oxide detectors. // Radiat Prot Dosimetry. – 2006. – Vol. 119. – No. 1- 4. – PP. 201-205.
11. Huang Guanglin, Wang J. ESR study on radiation grafting reaction of Al_2O_3 . // Radiation Physics and Chemistry. – 1993. – Vol. 42. – No. 1–3. – PP. 61-63.
12. Nagabhushana K.R., Lakshminarasappa B.N., Chandrappa G.T., Haranath D. Swift heavy ion induced photoluminescence studies in Aluminum oxide. // Radiation Effects and Defects in Solids: Incorporating Plasma Science and Plasma Technology. – 2007. – Vol. 162. – No. 5. – PP. 325-332.
13. Andreev N.S., Emeline A.V., Polikhova S.V., Ryabchuk V.K., Serpone N. Photoinduced adsorption of hydrogen and methane on gamma-alumina. The photoinduced chesorluminescence (PhICL) effect. // Langmuir. – 2004. – Vol. 20. – No. 1. – PP. 129-135.
14. Abdulghani Kerm. The study of some properties of Aluminum Oxide Al_2O_3 Irradiated with Heavy Ions. // International Journal of Pure and Applied Physics. – 2009. – Vol. 5. – No. 3. – PP. 231–237.
15. Зацепин Д.А., Черкашенко В.М., Курмаев Е.З. и др. Рентгеноэмиссионное исследование электронной структуры нанокристаллического Al_2O_3 . // Физика твердого тела. –

2004. – Том 46. – №. 11. – С. 2064-2968.

16. *Gadzhieva N.N.* The radiation Oxidation of Aluminum in Contact with Water.// Protection of Metals. – 2007. – Vol. 43. – No. 4. – PP. 383-387.

17. *Hickman B.S., Walker D.G.* The effect of neutron irradiation on aluminium oxide. // Journal of Nuclear Materials. – 1966. – Vol. 18. – No. 2. – PP. 197-205.

18. *Ковтуненко П.В.* Физическая химия твердого тела. Кристаллы с дефектами. Учеб. для хим.-технол. спец. вузов. – М.: Высшая школа. 1993. – 352 с.

19. *Калин Б.А., Платонов П.А., Тузов Ю.В., Чернов И.И., Штромбах Я.И.* Конструкционные материалы ядерной техники. – М.: НИЯУ «МИФЙ», 2012. – 736 с.

20. *Пицаев А.К.* Современная радиационная химия. Радиоллиз газов и жидкостей. – М.: Наука, 1986. – 440 с.

Поступила в редакцию 11.03.2016 г.

Авторы

Милинчук Виктор Константинович, профессор, доктор хим. наук

E-mail: milinchuk@iate.obninsk.ru

Клиншпонт Эдуард Рейнгольдович, доцент, кандидат хим. наук

E-mail: kedward314@gmail.com

Белозеров Владимир Иванович, доцент, кандидат техн. наук

E-mail: v.i.belozеров@iate.obninsk.ru

Хаврошина Ирина Сергеевна, студентка кафедры общей и специальной химии

Садиков Эльнар Ильфатович, студент кафедры общей и специальной химии

UDC 620.9+544 (075)

THE TRANSFORMATION OF THE OXIDE COATINGS OF ALUMINIUM BY IMITATION FACTORS OF NUCLEAR POWER PLANTS

Milinchuk V.K., Klinshpont E.R., Belozеров V.I., Khavroshina I.S., Sadikov E.I.

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

1, Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249020 Russia

ABSTRACT

The article presents the results of studies on the kinetics of hydrogen generation by heterogeneous compositions with aluminum exposed to γ -irradiation in air, various aqueous solutions at room temperature and high temperature annealing. It is established that the kinetics of hydrogen generation depends on the dose of γ -irradiation, temperature and composition of the aqueous medium. Changes in hydrogen generation kinetics are due to transformations of aluminium oxide coatings induced by factors simulating the NPP conditions. The effect of metal oxide coating transformations should be considered in predicting the corrosion resistance of NPP structural materials.

The studied kinetics of hydrogen generation by compositions with aluminum has shown that a kinetic method allows valuable information to be obtained on chemical transformations of aluminum oxide coatings under the action of factors simulating the PWR core. Being exposed to radiation, high temperature, aqueous medium radiolysis products and oxygen, aluminum oxide coatings undergo transformations

which result in violations of aluminum oxide film integrity. Water molecules, the exothermal reactions of which lead to aluminum corrosion with the formation of molecular hydrogen and solid products, diffuse to the formed "pure" metal areas through structural coating defects. The mechanism of hydrogen and solid product contribution to oxide coating destruction of aluminum is being studied.

Key words: aluminium, aluminium oxide, water, hydrogen, irradiation dose, the kinetics of generation, annealing, transformation of the oxide coating.

REFERENCES

1. Milinchuk V.K., Klinshpont E.R., Belozero V.I., Ananyeva O.A., Laricheva T.E., Kunitsyna T.E. Himicheskoe raslozhenie vody na vodorod v geterogennih aluminisoderzhaschih kompozitsiyah [The chemical decomposition of water into hydrogen of aluminum in heterogeneous compositions]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no. 4, pp. 32 – 38 (in Russian).
2. Klinshpont E.R., Roschektaev B.M., Milinchuk V.K. Kinetika nakopleniya vodoroda pri chimicheskoy razlozhenii vody v geterogennih kompozitsiyah. [Kinetics of the accumulation of hydrogen in chemical decomposition of water in heterogeneous compositions.] *Alternativnaya energetika i ekologiya*. ISJAE. 2012, no. 9, pp. 116 – 120 (in Russian).
3. Milinchuk V.K., Klinshpont E.R., Belozero V.I. Avtonomnyy generator vodoroda na osnove himicheskogo razlozheniya vody alumiiniyem. [Standalone hydrogen generator based on the chemical decomposition of water with aluminum.] *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 2, pp. 49 – 59 (in Russian).
4. Roschektaev B.M. Vodno-chimicheskii rezhim AES s reaktorami VVER-1000 i RBMK-1000 [The water - chemical mode of NPP with VVER-1000 and RBMK-1000] Moscow. NRNU MEPhI Publ., 2010. 132 p. (in Russian).
5. Maslyaev S.A., Morozov E.V., Romahin P.A., Pimenov V.N., Gribkov V.A., Tihonov A., Bondarenko G.G., Dubrovskiy A.V., Kazilin E.E., Sasinovskaya I.P., Sinitsyna O.V. Povrezhdaemost oksida alyuminiya moshhnymi impulsnymi potokami ionov, plazmy i lazernogo izlucheniya. *Fizika i himiya obrabotki materialov*. 2015, no. 3, pp. 5-17 (in Russian).
6. Kortov V.S., Nikiforov S.V., Moiseikin E.V., Vokhmintsev A.S., Simanov A.G. Luminescent and Dosimetric Properties of Nanostructured Ceramics Based on Aluminum Oxide. *Physics of the Solid State*. 2013, v. 55, no. 10, pp. 2088–2093.
7. Schembri V.L., Heijmen B.J. Optically stimulated luminescence (OSL) of carbon-doped aluminum oxide ($Al_2O_3:C$) for film dosimetry in radiotherapy. *Med Phys*. 2007, v. 34(6), pp. 2113- 2118.
8. Wang Hu Bi, Zeale Y.W. Performance of Al_2O_3 : optically stimulated luminescence dosimeters for clinical radiation therapy applications. *Australas Phys Eng Sci Med*. 2009, v.32, no. 4, pp. 226-232.
9. Azorin J.L., Esparza A, Falcony C, Rivera T, Garcia M, Martinez E. Preparation and thermoluminescence properties of aluminium oxide doped with europium. *Radiat Prot Dosimetry*. 2002, v.100, no. 1-4, pp. 277-280.
10. De Azevedo W.M., De Oliveira G.B., Da Silva E.F. Jr, Khoury H.J., Oliveira de Jesus E.F. Highly sensitive thermoluminescent carbon doped nanoporous aluminium oxide detectors. *Radiat Prot Dosimetry*. 2006, v.119, no 1-4, pp. 201-205.
11. Huang Guanglin, Wang J. ESR study on radiation grafting reaction of Al_2O_3 . *Radiation Physics and Chemistry*. 1993, v. 42, no. 1–3, pp. 61-63.
12. Nagabhushana K.R., Lakshminarasappa B.N., Chandrappa G.T., Haranath D.. Swift heavy ion induced photoluminescence studies in Aluminum oxide. *Radiation Effects and Defects in Solids: Incorporating Plasma Science and Plasma Technology*. 2007, v. 162, no. 5, pp. 325-332.
13. Andreev N.S., Emeline A.V., Polikhova S.V., Ryabchuk V.K., Serpone N. Photoinduced adsorption of hydrogen and methane on gamma-alumina. The photoinduced chesoluminescence (PhICL) effect. *Langmuir*. 2004, v. 20, no. 1, pp. 129-135.
14. Abdulghani Kerm. The study of some properties of Aluminum Oxide Al_2O_3 Irradiated with Heavy Ions. *International Journal of Pure and Applied Physics*. 2009, v. 5, no. 3, pp. 231–237.

15. Zacepin D.A., Cherkashenko V.M., Kurmaev E.Z., Shamin S.N., Fedorenko V.V., Skorikov N.A., Plastinin S.V., Gavrilov N.V., Medvedev A.I., Cholax S.O. Rentgenoemissionnoe issledovanie elektronnoj struktury nanokristallicheskogo Al_2O_3 . *Fizika tverdogo tela*. 2004, v. 46, no. 11. pp. 2064-2968 (in Russian).
16. Gadzhieva N.N. The radiation Oxidation of Aluminum in Contact with Water. *Protection of Metals*. 2007, v. 43, no. 4, pp. 383-387.
17. Hickman B.S., Walker D.G. The effect of neutron irradiation on aluminium oxide. *Journal of Nuclear Materials*. 1966, v. 18, no. 2, pp. 197-205.
18. Kovtunenکو P.V. Fizicheskaya himiya tvyordogo tela. Kristally s defectami. [Physical chemistry of solids. The crystals with defects.] Manual for chemical technology universities. Moscow. Vysshaya shkola Publ., 1993. 352 p. (in Russian).
19. Kalin B.A., Platonov P.A., Tuzov Yu.V., Chernov I.I., Shtrombakh Ya.I. Fizicheskoe materialovedenie. V. 6. Konstruktsionnyie materialy yadernoj tehniki [Materials of construction of nuclear technology]. Moscow. NRNU MEPhI Publ., 2012. 736 p. (in Russian).
20. Pikaev A.K. Sovremennaya radiacionnaya himiya [Modern radiation chemistry. Radiolysis gases and liquid]. Moscow. Nauka Publ., 1986. 440 p. (in Russian).

Authors

Milinchuk Victor Konstantinovich, Professor, Dr. Sci. (Chemistry)

E-mail: milinchuk@iate.obninsk.ru

Klinshpont Edward Reyngol'dovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: kedward314@gmail.com

Belozerov Vladimir Ivanovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: v.i.belozero@iate.obninsk.ru

Khavroshina Irina Sergeevna, Student

Sadikov El'nar Il'fatovich, Student

ОБОСНОВАНИЕ РАСЧЕТОВ СКОРОСТИ ЭРОЗИОННО-КОРРОЗИОННОГО ИЗНОСА И ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСА ТРУБОПРОВОДОВ АЭС ПО ДАННЫМ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

В.И. Бараненко*, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников, О.Э. Мурзина

**ВНИИАЭС, 109507, Москва, ул. Ферганская, 25*

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

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

Р

Эрозионно-коррозионный износ (ЭКИ) – сложный механизм повреждения элементов оборудования и трубопроводов АЭС. ЭКИ определяется такими факторами, как коррозия металла, гидродинамика потока, геометрия элементов оборудования и трубопроводов, используемый водно-химический режим (ВХР), длительность эксплуатации, химический состав металла, толщина отложений продуктов коррозии и др. Рассмотрены подходы к оценке скорости ЭКИ по данным контроля. Исследование направлено на обоснование методики расчета скорости ЭКИ в условиях неопределенности, связанной с методикой и средствами контроля. Отсутствие методики расчета скорости ЭКИ не позволяет верифицировать расчетные программы, а также использовать РД о минимально допустимых толщинах [1] для оценки остаточного ресурса.

Обработка данных замеров позволила определить основные показатели эрозионно-коррозионного процесса, такие как значения утонений и утолщений, скоростей уменьшения и увеличения толщин стенок, остаточного срока эксплуатации трубопроводов до момента достижения минимально допустимых толщин. Уменьшение толщин определяется коррозией металла, увеличение – формированием отложений продуктов коррозии.

Параллельно с процессом утонения стенок вследствие ЭКИ идет процесс отложения продуктов коррозии на внутренней поверхности элемента. Наличие этого процесса приводит к тому, что остаточный ресурс элементов оборудования в условиях отложений формально возрастает. Однако реальное состояние стенки под слоем отложений и ее начальная толщина неизвестны. Для приближения результатов расчетов к реальности необходимо использовать обоснованную методику расчета скорости ЭКИ по данным контроля. Проведенное исследование позволило предложить методику расчета скорости ЭКИ с учетом технологических допусков на размер и влияния отложений на начальные и минимальные толщины. Для расчета остаточного ресурса введен коэффициент безопасности, учитываемый по той же причине в международной практике.

Введение поправочных коэффициентов позволяет повысить консервативность расчетов ресурсных характеристик примерно в 2,5 раза по сравнению с расчетами на основании номинальных толщин.

Ключевые слова: эрозионно-коррозионный износ, отложения продуктов коррозии, данные толщинометрии, методика расчета скорости ЭКИ, остаточный ресурс, минимально допустимые толщины.

ВВЕДЕНИЕ

Расчет скорости ЭКИ по данным контроля содержит много неопределенностей, связанных с наличием отложений на внутренней поверхности элементов трубопроводов, т.к. замеры на влажном трубопроводе соответствуют совместной толщине стенки и отложений. Проблема усугубляется и тем, что отсутствуют данные входного контроля толщин стенок элементов оборудования. В настоящее время в зарубежных источниках практически отсутствуют данные о влиянии отложений продуктов коррозии на замеры толщин стенок трубопроводов. Тем не менее, в ТУ 14-3-400-75 указаны технологические допуски на изготовление трубопроводов. Все эти факторы существенным образом могут влиять на оценку ресурса оборудования.

Целью данной работы является обоснование методики расчета скорости ЭКИ в условиях указанной неопределенности по данным контроля.

ОБЗОР ПОДХОДОВ К ОЦЕНКЕ СКОРОСТИ ЭКИ НА ЗАРУБЕЖНЫХ И РОССИЙСКИХ АЭС

В работе [6] приведены четыре расчетные зависимости по определению скорости утонения стенок.

1. Расчет скорости износа (утонения) стенки проводится по формуле

$$W_{\text{утн1}} = (S_{\text{ном}} - S_{\text{мин}}) / \Delta\tau_0, \quad (1)$$

где $S_{\text{ном}}$ – номинальная толщина, мм; $S_{\text{мин}}$ – минимальная толщина, мм; $\Delta\tau_0$ – интервал времени от даты ввода элемента в эксплуатацию до даты проведения контроля, лет.

2. Расчет скорости износа стенки проводится с использованием максимальных и минимальных толщин в одних и тех же точках, определенных при эксплуатационном контроле:

$$W_{\text{утн2}} = (S_{\text{макс}} - S_{\text{мин}}) / \Delta\tau_0, \quad (2)$$

где $S_{\text{макс}}$ – максимальная толщина, мм.

3. Расчет скорости износа стенки проводится с использованием толщин, определенных при предыдущем и последующем эксплуатационном контроле, по соотношению

$$W_{\text{утн3}} = (S_{\text{мин1}} - S_{\text{мин2}}) / \Delta\tau_1, \quad (3)$$

где $S_{\text{мин1}}$ – значение минимальной толщины при предыдущем контроле, мм; $S_{\text{мин2}}$ – значение минимальной толщины при последующем контроле, мм; $\Delta\tau_1$ – интервал времени между датами эксплуатационных контролей, лет.

4. Расчет скорости износа стенки проводится с использованием средних толщин, определенных при предыдущем и последующем эксплуатационных контролях:

$$W_{\text{утн4}} = (S_{\text{ср1}} - S_{\text{ср2}}) / \Delta\tau_1, \quad (4)$$

где $S_{\text{ср1}}$ – значение средней толщины при предыдущем контроле, мм; $S_{\text{ср2}}$ – значение средней толщины при последующем контроле, мм.

Остаточный срок эксплуатации трубопровода до достижения минимально допустимой толщины рассчитывается по уравнению

$$\Delta\tau_2 = (S_{\text{мин}} - S_{\text{доп}}) / W_{\text{ЭКИ}}, \quad (5)$$

где $S_{\text{доп}}$ – значение минимально допустимой толщины, мм; $W_{\text{ЭКИ}}$ – скорость износа, рассчитанная по одной из формул (1) – (4), мм/год.

В соответствии с рекомендациями по эффективному управлению износом металла следует ввести коэффициент безопасности $K_{без}$ [9], тогда остаточный срок эксплуатации трубопровода до достижения минимально допустимой толщины

$$\Delta\tau_2 = (S_{мин} - S_R) / W_i \cdot K_{без}, \quad (6)$$

где $K_{без}$ – коэффициент безопасности, минимальное рекомендуемое значение которого в соответствии с рекомендациями [9] равно 1,1.

Приведенные формулы являются базовыми при расчете скорости износа на зарубежных АЭС, однако они обладают рядом недостатков. Уравнение (1), например, предполагает, что толщина стенки до начала эксплуатации является номинальной. Фактически существуют значительные отклонения из-за наличия неучитываемых факторов. Уравнение (2) предполагает, что максимальные и минимальные толщины стенок были измерены в одном и том же месте, и, следовательно, утонение ограничивается локальной областью. Формула консервативна в целом для тройников и патрубков, т.к. эти компоненты часто имеют зоны с толщиной, значительно превышающей номинальную, и, следовательно, ожидается, что максимальные и минимальные показатели имеют большой разброс даже до эксплуатации компонента. Однако эта формула не является консервативной для инспекций, проводимых в зонах, подверженных общему утонению, например, ниже по течению за расходомерами питательной воды. Уравнение (3) предполагает, что измерения, сделанные при более поздних замерах, проводятся в тех же местах, что и при более ранних. На практике этого очень трудно добиться.

Уравнение (4) предполагает, что существует связь между изменениями в средней толщине и скоростью, с которой происходит износ металла. Формула может быть справедливой для общего утонения, однако для локального износа оценки могут оказаться ошибочными.

Таким образом, актуальной остается задача получения «разумно консервативной» оценки скорости ЭКИ за счет учета факторов неопределенности, связанных с контролем толщин.

Для исследования такого рода неопределенностей использованы данные эксплуатационного контроля, проведенного в разное время на АЭС «Дукованы-1», «Форсмарк-1» и других АЭС, а также необходимые данные из технической документации.

Замеры толщин стенок трубопровода питательной воды типоразмера 273×16 мм АЭС «Дукованы-1» были проведены в 1995 – 2002 гг. [2 – 4]. В таблице 1 приведены данные о количестве утонившихся, утолщившихся и не изменивших толщину стенки элементов трубопровода питательной воды по отношению к номинальной толщине на первом энергоблоке АЭС «Дукованы». Из этой таблицы следует, что в среднем количество замеров с утонением составило 48,8%, с утолщением – 50,9%, без изменения толщины – 0,3%. Общее количество замеров – 2902 шт.

В таблице 2 приведены значения минимальных $S_{мин}$ и максимальных толщин $S_{макс}$, длительность эксплуатации элементов до проведения контроля τ , скорости утонения $W_{утн}$ и утолщений $W_{утл}$, рассчитанные с использованием разностей между номинальными и минимальными толщинами и между максимальными и номинальными толщинами соответственно.

Кроме того приведены значения скоростей утонения $W_{утн}^p$, рассчитанные с помощью компьютерного кода *CHECWORKS*. Максимальное утонение по отношению к номинальной толщине равно 21%, максимальное утолщение – 31%, что превышает положительный допуск на толщину стенки трубопровода, равный 20%. Это свидетельствует о том, что отложения продуктов коррозии оказывают влияние на замеры толщин стенок при контроле. Скорости утонения, рассчитанные с использовани-

ем компьютерного кода *CHECWORKS*, превышают значения скоростей, рассчитанных по данным контроля, от 2,20 до 5,67 раз.

Таблица 1

Статистика изменений толщины стенки элементов трубопровода питательной воды на первом энергоблоке АЭС «Дукованы»

Год замера	Наименование элемента	Утонилось		Без изменения		Утолщилось		Сумма шт.
		шт.	%	шт.	%	шт.	%	
1996	Прямой участок	36	60,0	0	0	24	40,0	60
1996	Прямой участок	16	66,7	0	0	8	33,3	24
1996	Прямой участок	28	46,7	0	0	32	53,3	60
1996	Тройник	38	69,0	0	0	17	31,0	55
1996	Гиб 02	162	51,9	1	0,3	149	47,8	312
1996	Гиб 06	172	46,2	0	0	200	53,8	372
2002	Гиб 06	163	45,5	1	0,3	196	54,4	360
1995	Гиб 16	197	50,0	1	0,3	196	49,7	394
1996	Гиб 16	166	48,7	2	0,6	173	50,7	341
2000	Гиб 16	172	51,2	1	0,3	163	48,5	336
2000	Гиб 18	89	28,5	3	1,0	220	70,5	312
2001	Гиб 30	177	64,1	1	0,4	98	35,5	276
Сумма, среднее значение*		1416	*48,8	10	*0,3	1476	*50,9	2902

Таблица 2

Значения утонений, утолщений, длительности эксплуатации, скоростей утонений, утолщений и относительных величин

№ гига	Дата замера	$S_{мин}$, мм	$S_{макс}$, мм	τ , лет	$W_{упр}$, мм/год	$W_{уни}$, мм/год	$W_{утол}$, мм/год	$W_{упр} / W_{уни}$	$W_{упр} / W_{утол}$	$W_{утол} / W_{уни}$	$S_{мин} / S_{ном}$	$S_{макс} / S_{ном}$
02-К	11.09.96	12,6	19,6	11,7	0,64	0,291	0,308	2,20	2,08	1,06	0,79	1,23
18-К	14.09.96	13,7	20,5	11,7	0,64	0,197	0,385	3,25	1,66	1,95	0,86	1,28
30-К	13.09.96	12,9	18,8	11,7	0,64	0,265	0,239	2,42	2,68	0,90	0,81	1,18
06-К	18.09.96	13,0	20,9	11,7	0,80	0,256	0,419	3,13	1,91	1,64	0,81	1,31
06-К	06.11.02	13,5	18,7	17,7	0,80	0,141	0,153	5,67	5,23	1,09	0,84	1,17
16-К	11.09.95	13,8	19,9	10,7	0,65	0,206	0,364	3,16	1,79	1,77	0,86	1,24
16-К	11.06.96	14,0	20,1	11,7	0,65	0,171	0,350	3,80	1,86	2,05	0,88	1,26
Минимум		12,6	18,7	10,7	0,64	0,141	0,153	2,20	1,66	0,90	0,79	1,17
Среднее		13,4	19,8	12,4	0,69	0,218	0,317	3,38	2,46	1,49	0,83	1,24
Максимум		14,0	20,9	17,7	0,80	0,291	0,419	5,67	5,23	2,05	0,88	1,31

ВВЕДЕНИЕ КОРРЕКТИРУЮЩИХ КОЭФФИЦИЕНТОВ

Анализ данных эксплуатационного контроля позволяет сделать вывод о том, что на погрешность расчетов скорости износа влияют такие факторы, как технологические допуски на толщины трубопроводов при их изготовлении и наличие отложений продуктов коррозии, толщина которых фиксируется с толщиной неповрежденного

металла. С учетом этих факторов уравнение (1) для расчета скорости износа трубопровода можно записать в виде

$$W_{\text{утн } 1} = [(S_{\text{ном}} \cdot K_{11} \cdot K_{12} - S_{\text{мин}} \cdot K_2)] / \Delta\tau_0, \quad (7)$$

где K_{11} – коэффициент, учитывающий положительный допуск на толщину стенки при изготовлении трубопровода; K_{12} – коэффициент, учитывающий вклад отложений продуктов коррозии в начальную расчетную толщину стенки; K_2 – коэффициент, учитывающий вклад отложений продуктов коррозии в значение минимальной толщины стенки.

Определение коэффициента K_{11} . Для определения этого коэффициента можно использовать технические условия ТУ 14-3-400-75, в которых указаны технологические допуски на изготовление трубопроводов. Значения допусков на толщины стенок трубопроводов в соответствии с ТУ приведены в табл. 3 [5].

Таблица 3

Допуски на толщины трубопроводов в соответствии с ТУ 14-3-400-75

Виды труб	Предельные отклонения
Холодно- и теплodeформированные трубы	$\pm 10\%$
Горячedeформированные наружные трубы из углеродистой и легированной стали диаметром до 108 мм	$- 10\%, +15\%$
Горячedeформированные трубы из углеродистой и легированной стали диаметром более 108 мм	$- 5\%, + 20\%$

В работе [6] сообщается, что при обмере более 6000 образцов прямых и изогнутых труб диаметром 44,5 – 82,5 мм с номинальной толщиной стенки от 3,43 до 8,64 мм, изготовленных из углеродистых или легированных сталей, было установлено, что толщина стенки распределяется по нормальному закону. Среднее значение толщины стенки прямых труб совпадает с серединой поля допусков. Толщина стенки в 95,46 % случаев находится в пределах допуска, т.е. среднеквадратическое отклонение равно одной четвертой части ширины поля допусков. Минимальные толщины стенок изогнутых труб также имеют нормальное распределение.

Поле допусков для трубопроводов с внешним диаметром более 108 мм лежит в диапазоне от -5 до $+20\%$. Наиболее вероятный положительный допуск для таких трубопроводов составляет $+7,5\%$, и коэффициент K_{11} можно принять равным 1,075. Для трубопроводов с внешним диаметром до 108 мм наиболее вероятный положительный допуск составляет $+5,0\%$, и коэффициент K_{11} можно принять равным 1,025.

Определение коэффициентов K_{12} , K_{21} . Систематизированные данные о вкладе отложений продуктов коррозии в максимальную и минимальную толщину стенки трубопроводов отсутствуют. Из обработки замеров, проведенных на элементах в одних и тех же точках в разные периоды эксплуатации, следует, что значения нормализованных утонений и утолщений могут находиться в диапазоне $\pm 0,1$ по отношению к номиналу. Это позволяет сделать допущение, что в качестве минимального значения коэффициента K_{12} может быть принято значение 1,05, а минимального значения коэффициента $K_{21} - 0,95$.

С учетом рассмотренных значений коэффициентов K_{11} , K_{12} , K_{21} , $K_{\text{без}}$ уравнение (7) для расчета скорости износа запишется в виде

$$W_{\text{утн } 1} = [(S_{\text{ном}} \cdot 1,075 \cdot 1,05 - S_{\text{мин}} \cdot 0,95)] / \Delta\tau_0. \quad (8)$$

В отличие от уравнения (1) зависимость (8) частично снимает неопределенность, связанную с контролем толщин, оставаясь в рамках консервативной оценки.

РАСЧЕТ ОСТАТОЧНОГО СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ ТРУБОПРОВОДА

Остаточный срок эксплуатации трубопровода до достижения минимально допустимой толщины с учетом зависимости (8) рассчитывается по уравнению

$$\Delta\tau_2 = (S_{\text{мин}} \cdot K_{21} - S_R) / (W_{\text{утн}} \cdot K_{\text{без}}). \quad (9)$$

Для определения минимально допустимых толщин стенок S_R на зарубежных АЭС используются расчетные коды *CASE N-480* и *CASE N-597-2* [10, 11]. Значение минимально допустимой толщины определяется в зависимости от размеров зоны повреждения. В соответствии с *CASE N-480* минимальная толщина в зоне локального утонения может составить $0,3S_{\text{ном}}$. В соответствии с *CASE N-597-2* минимальная толщина в зоне локального утонения может составить $0,1S_{\text{ном}}$. Ряд вопросов, связанных с определением минимально допустимых толщин, рассмотрен в работе [9].

Для отечественных АЭС для определения минимально допустимых толщин разработан руководящий документ РД ЭО 1.1.2.11.0571-2010, введенный в действие в октябре 2012 г. Первая версия этого документа была введена в действие в 2006 г. [1].

Определение коэффициентов $K_{\text{без}}$. В работе [9] указано, что выбор соответствующего коэффициента безопасности является ответственностью владельца. При этом необходимо учитывать следующие правила.

- Минимальный коэффициент безопасности не должен быть менее 1,1.
- К случаям, когда коэффициент безопасности должен быть выше, относятся
 - * зоны, где прогнозная или изменяющаяся минимальная толщина стенки больше измеренной минимальной толщины стенки;
 - * линии или зоны, где замеры не проводились;
 - * некалиброванные линии;
 - * линии с неопределенными эксплуатационными условиями;
 - * линии, для которых известно, что в них имеются кольцевые подкладки;
 - * зоны, расположенные после диафрагм или регулирующей арматуры;
 - * зоны, в которых ухудшение ситуации может быть вызвано другими источниками, например, кавитацией или падением капель жидкости;
 - * линии и (или) зоны первого контура, расположенные в зоне большого расхода;
 - * линии, квалифицированные как важные для ядерной безопасности;
 - * линии или зоны первого контура, расположенные в непосредственной близости от оборудования, важного для безопасности;
 - * линии, имеющие проблемную историю либо аналогичные линиям с проблемной историей;
 - * линии с ограниченным количеством инспекционных данных, для которых измерения содержания хрома не проводились;
 - * линии, где эксплуатационные условия стали или станут более жесткими;
 - * использование сетки замеров толщин с размерами, большими, чем рекомендуемые в нормативной документации.

РЕКОМЕНДУЕМАЯ МЕТОДИКА РАСЧЕТА СКОРОСТИ ИЗНОСА МЕТАЛЛА И ОСТАТОЧНОГО СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ ТРУБОПРОВОДОВ ОТЕЧЕСТВЕННЫХ АЭС

Для расчетов скорости износа металла и расчета остаточного ресурса эксплуатации трубопроводов, подверженных коррозии, усиливаемой потоком, рекомендуется использовать уравнения (8) – (9).

Принятые допущения и ограничения при расчетах.

1. При наличии входного контроля в качестве начальной толщины допускается использовать толщины стенок по данным эксплуатационного контроля. При этом значе-

ние коэффициента $K_{11} = 1,0$, коэффициент K_{12} сохраняет принятое значение.

2. Скорость износа металла и остаточный ресурс эксплуатации трубопроводов для элементов с минимальными толщинами, превышающими номинал, т.е.

$$S_{\text{мин}} \geq S_{\text{ном}} \cdot K_{11} \cdot K_{12}, \quad (10)$$

не рассчитывается.

3. Расчеты утонения стенки, выполненные по данным контроля,

$$\Delta S_{\text{утн}} = (S_{\text{ном}} \cdot K_{11} \cdot K_{12} - S_{\text{мин}} \cdot K_2), \quad (11)$$

сопоставляются с расчетами значений утонений, определенных с помощью аттестованных программных средств (ПС).

4. Необходимость эксплуатационного контроля стенок с минимальными толщинами, превышающими номинал, определяется на основании прогнозных расчетов, проведенных с использованием аттестованных ПС.

Использование программных средств. Использование аттестованных программных средств позволяет рассчитывать скорость износа и значения утонений стенок трубопроводов с учетом факторов, определяющих интенсивность износа (режимных параметров, показателей ВХР, химического состава металла, конструкционных особенностей элементов, длительности эксплуатации трубопроводов).

Прогнозные расчеты оценивают возможный износ металла до проведения эксплуатационного контроля толщин стенок и позволяют существенно снизить объемы и финансовые затраты на эксплуатационный контроль.

АНАЛИЗ ДАННЫХ КОНТРОЛЯ НА ОСНОВЕ РАЗРАБОТАННОЙ МЕТОДИКИ

В таблицах 4, 5 представлены результаты расчетов по данным толщинометрии на одном из блоков АЭС с ВВЭР для гибов (табл. 4) и прямых участков (табл. 5) трубопроводов питательной воды. Срок эксплуатации – 27 лет. Расчетные коэффициенты приняты следующими: $K_{11}=1,075$, $K_{12}=1,1$, $K_{21}=0,95$, $K_{\text{без}}=1,1$.

Рассмотрены 31 гиб и 10 прямых участков типоразмера 530×28 мм и четыре гива и семь прямых участков типоразмера 426×24 мм – всего 35 гибов и 17 прямых участков.

В таблицах представлены следующие параметры: номинальная $S_{\text{ном}}$ и минимальная $S_{\text{мин}}$ толщины стенки элемента, скорости ЭКИ, рассчитанные без учета поправочных коэффициентов $W_{\text{ЭКИ1}}$ и с их учетом – $W_{\text{ЭКИ2}}$, остаточный ресурс τ_1 и, соответственно, τ_2 .

Введение коэффициентов, учитывающих технологические допуски на изготовление и влияние отложений на номинальную и минимальную толщины стенки трубопроводов, приводит к увеличению оценки скорости ЭКИ и, соответственно, уменьшению оценки остаточного ресурса примерно в 2,2 раза для гибов и в 3,14 раза для прямых участков трубопроводов питательной воды типоразмеров 530×28 мм и 426×24 мм.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. На основании анализа повторных замеров на чешской АЭС «Дукованы-1» отмечается тенденция увеличения минимальных толщин при последующих замерах и, соответственно, увеличение остаточного ресурса. Увеличение толщин по отношению к номинальной может достигать 30%. Этот фактор необходимо учитывать при разработке методики расчета скорости ЭКИ металла.

2. Предлагается расчетная зависимость для определения скорости ЭКИ металла, включающая в себя корректирующие коэффициенты, учитывающие влияние техно-

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

логических допусков на толщину при изготовлении трубопроводов, а также влияние отложений продуктов коррозии на значения начальных и минимальных толщин.

3. Показано, что расчет по разработанной методике элементов трубопроводов питательной воды типоразмеров 530×28 мм и 426×24 мм одного из блоков АЭС с ВВЭР приводит к увеличению оценки скорости ЭКИ и, соответственно, уменьшению оценки остаточного ресурса примерно в 2,2 раза для гибов и в 3,14 раза для прямых участков.

4. Консервативная оценка остаточного ресурса оставляет достаточно времени для проведения повторных замеров на проблемных элементах и принятия решения о замене.

Таблица 4

Оценка показателей ЭКИ гибов трубопроводов питательной воды

Элемент	S _{ном.} мм	S _{мин.} мм	S _{доп.} мм	W _{эки1.} мм/год	τ _{1.} год	W _{эки2.} мм/год	τ _{2.} год
Гиб СС 8-7з	28	22	19,5	0,26	9,6	0,584	4,2
Гиб СС 32з-31	28	22,4	19,5	0,243	11,9	0,566	5,1
Гиб СС 5-4	28	21,9	19,5	0,264	9,1	0,589	4,1
Гиб СС 6з-5	28	22,2	19,5	0,252	10,8	0,575	4,7
Гиб СС 38-37	28	21,1	19,5	0,256	6,3	0,625	2,6
Гиб СС 11з-11	28	21,9	19,5	0,265	9,1	0,589	4,0
Гиб СС 11з-11	28	22	19,5	0,26	9,6	0,584	4,2
Гиб СС 32з-31	28	22,5	19,5	0,239	12,5	0,561	5,3
Гиб СС 32з-31	28	23,3	18,7	0,204	22,5	0,525	8,7
Гиб СС 7-6	28	19,6	19,5	0,365	0,8	0,693	0,4
Гиб СС 15-15з	28	19,8	19,5	0,356	1,61	0,683	0,84
Гиб СС 11-10	28	20	19,5	0,347	1,44	0,538	0,92
Гиб СС 31-30	28	26	19,5	0,086	75,5	0,342	19,0
Гиб СС 51з-55	28	24,2	19,5	0,165	28,4	0,412	11,4
Гиб СС 68з-64	28	24,1	19,5	0,169	27,2	0,416	11,0
Гиб СС 63з-62	28	24,1	19,5	0,169	27,2	0,416	11,0
Гиб СС 56-57	28	24,4	19,5	0,156	28,8	0,404	11,1
Гиб СС 64з-63	28	24,2	19,5	0,165	28,4	0,412	11,4
Гиб СС 57-58	28	24,1	19,5	0,169	27,2	0,416	11,0
Гиб СС 63-63з	28	24,2	19,5	0,165	28,4	0,412	11,4
Гиб 76-76з	28	22,1	19,5	0,256	10,1	0,497	5,2
Гиб 20-19	28	22,8	19,5	0,226	14,6	0,466	7,08
Гиб 33-32	28	22,7	19,5	0,230	14,0	0,470	6,8
Гиб 70а-70	28	22,1	19,5	0,256	10,1	0,497	5,2
Гиб 73-73з	28	21,2	19,5	0,295	5,76	0,528	3,2
Гиб 83-84	28	21,5	19,5	0,282	7,1	0,516	3,8
Гиб 71-72	28	21,4	19,5	0,286	6,64	0,520	3,6
Гиб 33а-33	28	21	19,5	0,304	4,93	0,536	2,8
Гиб 61з-62	28	20,9	19,5	0,308	4,54	0,540	2,6
Гиб 26з-26	28	21,6	19,5	0,278	7,55	0,513	4,1
Гиб 42з-41	28	21	19,5	0,304	4,93	0,536	2,8

Таблица 5

Оценка показателей ЭКИ прямых участков трубопроводов питательной воды

Элемент	S _{ном} , мм	S _{мин} , мм	S _{доп} , мм	W _{эки1} , мм/год	τ ₁ , год	W _{эки2} , мм/год	τ ₂ , год
530×28 мм							
ПУ* за СС 6	28	22,9	19,5	0,201	16,9	0,543	6,2
ПУ	28	19,6	19,5	0,365	0,3	0,693	0,14
ПУ	28	20	19,5	0,352	1,4	0,675	0,72
ПУ за гибом 31-30	28	24	19,5	0,173	26,0	0,418	10,7
ПУ	28	23,3	19,5	0,204	18,6	0,447	8,5
ПУ	28	24,1	19,5	0,169	27,2	0,416	10,8
ПУ	28	24,1	19,5	0,169	27,2	0,416	10,8
ПУ за гибом	28	26,3	19,5	0,073	93,1	0,331	20,6
ПУ. за гибом	28	21,9	19,5	0,265	9,05	0,501	4,7
ПУ за гибом	28	27,2	19,5	0,034	226	0,296	25,9
426×24 мм							
ПУ	24	21,1	18,6	0,126	19,0	0,339	7,0
ПУ	24	21,3	18,6	0,117	22,2	0,332	7,8
ПУ	24	21,5	18,6	0,108	25,9	0,324	8,6
ПУ	24	21,1	18,6	0,126	19,0	0,339	7,0
ПУ	24	21,5	18,6	0,108	25,9	0,324	8,6
ПУ за СС 59	24	22,8	18,6	0,052	80,8	0,273	15,3
ПУ за СС 64	24	21,1	18,6	0,126	19,8	0,339	7,3
*) ПУ – прямой участок							

Литература

1. РД ЭО 1.1.2.11.0571-2010 «Нормы допускаемых толщин стенок элементов трубопроводов из углеродистых сталей при эрозионно-коррозионном износе». - М.: ВНИИАЭС. - 2012, 104 с.
2. Sweden country presentation IAEA FAC RCM 2. On the risk of using grid measurements when close to allowable minimum wall thickness. Germany, Erlangen, 2014.06.05.
3. Ruscak M., Splichal K., Kaplan J. The complex approach to the flow accelerated corrosion in Czech nuclear power plants / Proceed. of specialists meeting organized by the Inter. Atomic Energy Agency. 19-22 Sept. 1994, IAEA Vienna held in Kiev. – Ukraina, 1994. – PP. 215-228.
4. Ruscak M., Kaplan J., Kadec ka P. Complex Approach to the Lifetime Evaluation of WWER secondary Piping due to Erosion-Corrosion. / Proceed. of the IAEA Specialists Meeting on Erosion/Corrosion of Nuclear Power Plant Components. – Russian Federation, Vladimir. Sept. 13-16, 1996. – PP. 24-30.
5. Русжак М. Решение проблематики эрозионной коррозии трубопроводов второго контура атомных электростанций. // Институт ядерных исследований. – Чешская республика, Ржеж, 1995. – 16 с.
6. Recommendation for an Effective Flow-Accelerated Corrosion Program (NSAC-202L-R1). 1301-01. Nov. 1996. 59 p.
7. Recommendation for an Effective Flow-Accelerated Corrosion Program (NSAC-202L-R2). 1011838. Apr. 1999. 90 p.
8. Recommendation for an Effective Flow-Accelerated Corrosion Program (NSAC-202L-R3).

1011838. May 2006. 92 p.

9. Recommendation for an Effective Flow-Accelerated Corrosion Program (NSAC-202L-R4) / 3002000563. Technical Report, November 2013. 94 p.

10. Case of ASME. Boiler and Pressure Vessel Code. CASE N-480. May 10, 1990. PP. 787-795.

11. Case of ASME Requirments for Analilycal Evaluation of Pipe Wall Thinning. Section XI, Devision 1. Case N-597-2. November 10, 2003. 13 p.

Поступила в редакцию 20.11.2015 г.

Авторы

Бараненко Валерий Иванович, профессор, доктор техн. наук
E-mail: baranenko@vniiaes.ru

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

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

Мурзина Ольга Эдуардовна, инженер

UDC 621.311.25:621.039.620.193.1

SUBSTANTIATION OF FAC RATE AND SERVICE LIFE ESTIMATION UNDER OPERATION CONTROL DATA

Baranenko V.I.*, Gulina O.M., Salnikov N.L., Murzina O.E.

* All-Russian Research Institute for Nuclear Power Plants Operation («VNIIAES JSC»). 25 Ferganskaya st., Moscow, 109507 Russian Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI». 1 Studgorook, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

The paper deals with development of procedure of FAC rate estimation. Flow-accelerated corrosion – complex mechanism of NPP equipment elements damage. Its rate depends on such factors as metal corrosion, stream hydrodynamic, equipment elements geometry (straight parts of piping, welding area, bending and etc.), operating conditions, operation time, metal composition, thickness of corrosion product deposits and others. Decrease of element wall thickness is due to metal corrosion, increase of element wall thickness is due to corrosion product deposits. Arising of accuracy of service life prediction it is necessary to reduce uncertainties connected with control means and data quality. At present trust in procedure of FAC rate estimation is absent. Estimation of residual service life for NPP equipment elements also needs in above-mentioned procedure.

Development of FAC rate estimation procedure is based on analysis of control data. There are calculating main indexes of FAC such as numbers of both increasing wall thickness and decreasing one, rate of wall thickness decreasing and rate of corrosion product depositing.

Wall thickness decreasing due to FAC is accompanied by corrosion product depositing on the inner surface of piping. Due to this process the calculated residual service life formally is increasing. However, real wall thickness under corrosion product deposit is unknown as well as initial wall thickness.

To correspond to the facts, the new procedure of FAC rate estimation must be well-grounded. Research performed leads to original procedure taking into account

tolerance of manufacturing on piping wall thickness and corrosion product deposit influence on both initial and minimal measured wall thickness (in all, three coefficients). To estimate the residual service life new index – safe coefficient - is using. This coefficient is recommended by international practice of NPP operation. Additional coefficients allow increasing of FAC rate calculation conservatism about 2,5 times in comparison with FAC rate calculation based on nominal wall thickness.

Key words: flow-accelerated corrosion, corrosion products deposit, wall thickness control data, procedure of flow-accelerated corrosion rate estimation, residual service life, minimal admissible wall thickness.

REFERENCES

1. RD EO 1.1.2.11.0571-2010 «Normy dopuskaemyh tolschin stenok elementov truboprovodov iz uglerodistyh stalej pri erozionno-korrosionnom iznoshenii» [Norms of admissible wall thickness for carbon steel piping under flow accelerated corrosion]. Moscow. VNIIAES Publ. 2012, 104 p. (in Russian).
2. Sweden country presentation IAEA FACRCM 2. On the risk of using grid measurements when close to allowable minimum wall thickness. *Erlangen*, 2014.06.05.
3. Ruszhak M., Shplichal K., Kaplan J. The complex approach to the flow accelerated corrosion in Czech nuclear power plants. *Proceed. of specialists meeting organized by the Inter. Atomic Energy Agency*. 19-22 Sept, 1994, IAEA Vienna held in Kiev, Ukraina. 1994, pp. 215-228.
4. Ruszhak M., Kaplan J., Kadechka P. Complex Approach to the Lifetime Evaluation of WWER secondary Piping due to Erosion-Corrosion. *Proceed. of the IAEA Specialists Meeting on Erosion/Corrosion of Nuclear Power Plant Components. – Russian Federation, Vladimir*. Sept. 13-16 1996, pp. 24-30.
5. Ruszhak M. *Reshenie problematiki erozionnoy korrozii truboprovodov vtorogo kontura atomnykh elektrostanciy* [Piping Erosion-Corrosion at the second outline of NPP] Institut yadernykh issledovaniy. Cheshskaya respublika, Rzshezh. 1995, 16 p.
6. Recommendation for an Effective Flow-Accelerated Corrosion Program (NSAC-202L-R1). 1301-01. Nov. 1996. 59 p.
7. Recommendations for an Effective Flow-Accelerated Corrosion Program, EPRI, Palo Alto, CA: 1999. NSAC-202L-R2.
8. Recommendation for an Effective Flow-Accelerated Corrosion Program (NSAC-202L-R3). 1011838. May 2006. 92 p.
9. Recommendation for an Effective Flow-Accelerated Corrosion Program (NSAC-202L-R4) / 3002000563. Technical Report, Nov. 2013. 94 p.
10. Case of ASME. Boiler and Pressure Vessel Code. CASEN-480. May 10, 1990, pp. 787-795.
11. Case of ASME. Requirments for Analiyical Evaluation of Pipe Wall Thinning. Section XI, Devision 1. CASEN-597-2. November 10, 2003. 13 p.

Authors

Baranenko Valeriy Ivanovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: baranenko@vniiaes.ru

Gulina Ol'ga Mihajlovna, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: olga@iate.obninsk.ru

Salnikov Nikolay Leonidovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: salnikov@iate.obninsk.ru

Murzina Ol'ga Eduardovna, Engineer

ПРИМЕНЕНИЕ НЕАНАЛОГОВЫХ МЕТОДОВ В КОДЕ MCNP ДЛЯ РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА ИЗМЕРЕНИЙ СКОРОСТЕЙ РЕАКЦИЙ НА КРИТИЧЕСКИХ СБОРКАХ БФС

О.Н. Андрианова, Г.Н. Мантуров, Е.В. Рожихин

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



Расчетный анализ измерений распределения скоростей реакций и возмущений реактивности, проводимых на критических сборках БФС, важен как для получения информации для уточнения нейтронных данных, так и оценки точности реакторных характеристик. В условиях сильной гетерогенности активных зон критическихборок возникает необходимость применения кодов, позволяющих воспроизводить точное описание геометрии и детальное представление энергетической зависимости характеристик нейтронных взаимодействий. В то же время при проведении серийных верификационных тестов библиотек нейтронных данных и программных кодов требуются существенные затраты машинного времени. В таких случаях для достижения требуемой точности расчета реакторных функционалов необходимо применение неаналоговых методов расчета (методов понижения дисперсии). В работе рассмотрены алгоритмы повышения эффективности расчетов на основе неаналоговых методов, реализованных в коде MCNP, на примере анализа экспериментов по измерению скоростей реакций в критических размножающихся системах со сложной гетерогенной структурой. Результаты выполненного анализа показали, что комбинация пространственного и энергетического расщеплений в методе весовых окон приводит к существенному повышению эффективности расчета и сокращению машинного времени от нескольких дней до нескольких часов при статистических ошибках в спектральных индексах ниже 2%.

Ключевые слова: интегральные критические эксперименты, критический стенд БФС, скорости реакций, методы понижения дисперсии, MCNP.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время большое внимание уделяется направлению работ по уточнению реакторных констант из измерений распределений скоростей реакций и возмущений реактивности на критических сборках. Данные эксперименты важны как для получения информации для уточнения нейтронных данных, так и оценки точности некоторых важных реакторных характеристик (например, измерение отношений скоростей захватов ^{238}U и делений ^{235}U позволяют оценить точность предсказания коэффициента воспроизводства) [1]. В условиях сильной гетерогенности активных зон критическихборок возникает необходимость применения кодов, позволяющих воспроизводить точное описание геометрии и детальное представление энергетиче-

© *О.Н. Андрианова, Г.Н. Мантуров, Е.В. Рожихин, 2016*

ческой зависимости характеристик нейтронных взаимодействий. Это позволяют делать коды, основанные на методе Монте-Карло (например, MCNP [2]). В то же время для ряда задач даже при современном высоком уровне развития вычислительной техники достижение статистически надежных результатов сопряжено со значительными затратами вычислительного времени. Данное обстоятельство становится критичным для решения тех задач, которые требуют проведения серийных многовариантных расчетов [3]: сравнение групповых библиотек и файлов библиотек оцененных ядерных данных (ОЯД) на основе расчетов локальных функционалов, оценка погрешностей нейтронно-физических характеристик и пр.

В последние годы исследовательские группы из национальных лабораторий Окриджа и Лос-Аламоса (США) активно работали над развитием неаналоговых методов (методов понижения дисперсии (МПД), впоследствии реализованных в MCNP, MVS и др.). Однако большинство из этих методов ориентированы на повышение точности решения задач с постоянным внешним источником (задачи радиационной защиты) и не адаптированы под задачи оценки локальных билинейных функционалов в гетерогенных критических системах. В связи с этим возникла задача по поиску и обоснованию метода повышения эффективности неаналогового расчета локальных функционалов в критических средах с сильной гетерогенностью, который не приводил к смещенной оценке функционала.

ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТА РЕАКТОРНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК СБОРОК БФС С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРЕЦИЗИОННЫХ КОДОВ

В настоящее время большое внимание уделяется экспериментам по измерению отношения скоростей реакций. Анализ подобных измерений очень важен для проведения верификационных расчетов по уточнению реакторных констант и включает в себя создание приемлемой расчетной модели для выполнения серии расчетов с целью сравнения групповых библиотек и файлов ОЯД [4].

В работе приводится анализ серии экспериментов по измерению отношений скоростей делений на наборах критических конфигураций БФС. Ячейки активных зон критических сборок собраны из стандартных для БФС таблеток плутония, обедненного урана и материалов, имитирующих разные типы жидкометаллических теплоносителей и конструкционных материалов. Торцевые и боковые экраны были составлены из двуокиси обедненного урана. Активные зоны рассматриваемыхборок состояли из алюминиевых труб диаметром 5.1 см, содержащих ячейки, представляющие собой набор различных компоновок таблеток из делящихся материалов, материалов теплоносителя и конструкционных материалов.

Существует несколько методик измерений спектральных индексов (отношений скоростей деления различных изотопов) на сборках БФС [5], одна из которых основана на использовании малогабаритных камер деления, помещаемых при помощи манипулятора в межтрубные зазоры активной зоны (рис. 1 а). Малогабаритная камера деления представляет собой цилиндрическую трубку из нержавеющей стали диаметром 0.6 см, длиной 12 см и толщиной стенки 0.05 см. Регистрационный объем камеры деления представляет собой небольшой объем, образованный цилиндрической областью диаметром 0.6 см (диаметр камеры) и высотой 3 см (высота делящегося слоя камеры). Для корректного описания данных экспериментов требуется составление детальных расчетных моделей по прецизионным кодам; наиболее широкие возможности в описании геометрии таких систем предоставляет MCNP.

Для расчета спектральных индексов необходимо вычислить произведение усредненного по регистрационному объему потока $\langle \phi \rangle_V$ в области размещения камеры в активной зоне (R – положение в межтрубном зазоре относительно центрального канала ак-

тивной зоны; H – положение по высоте относительно центральной плоскости активной зоны) на сечение s_K соответствующей реакции K . Интеграл такого произведения по энергии равен скорости реакции, и может быть записан следующим образом:

$$K_i(R, H, E) = \int_E \langle \varphi(R, H, E) \rangle_V \sigma_K^i(E) dE.$$

С помощью малогабаритных камер деления в экспериментах измерялись отношения скоростей деления ^{239}Pu , ^{238}U к скорости деления ^{235}U ($F49/F25$ и $F28/F25$). Также рассмотрены эксперименты по измерению отношений скорости захвата ^{238}U к скорости деления ^{235}U ($C28/F25$), выполненные методом активации с помощью фольг естественного и обогащенного урана, расположенных в разрезной таблетке или между двумя таблетками в центральной ячейке. Схема расположения фольг между двумя таблетками приведена на рис.1 б).

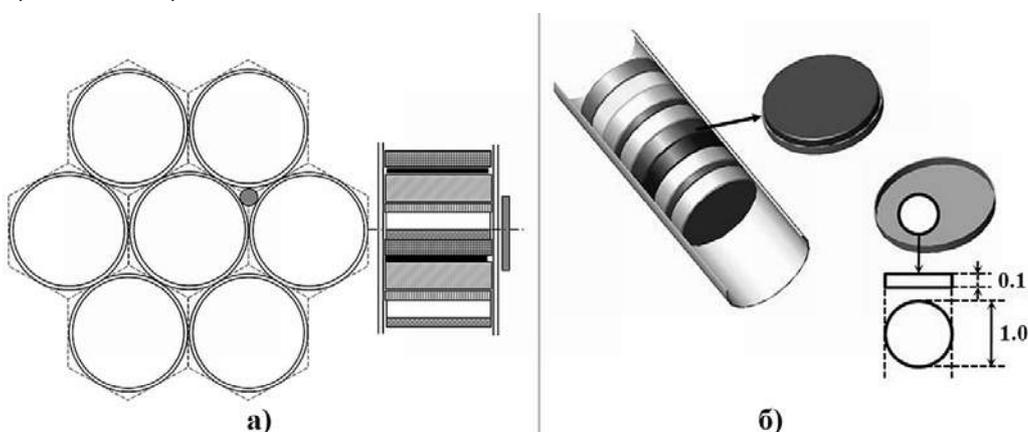


Рис.1. Расположение малогабаритных камер деления в межтрубном зазоре активной зоны БФС (а) и активационных фольг при измерении скоростей реакций (б)

Данные интегральные эксперименты, важные для определения точности предсказания нейтронно-физических характеристик проектируемых быстрых реакторов, выполнялись в разные годы на БФС и моделировали различные по составам и конфигурациям активные зоны жидкометаллических реакторов на быстрых нейтронах. Для проведения расчетов были составлены детальные расчетные модели для MCNP и выполнены оценки данных экспериментов, вошедшие в базу реакторных экспериментов справочника IRRPhEP [6 – 9]:

- БФС-31,-33,-35,-38,-42 – модели активных зон реакторов для изучения свойств топливных материалов в быстром спектре;
- БФС-57,59 – сборки по изучению свойств уран-плутониевого топлива;
- БФС-61 – модель реактора со свинцовым теплоносителем;
- БФС-62 – модель гибридной зоны реактора БН;
- БФС-97,-99,-101 – модели по изучению критических масс при производстве уран-плутониевого топлива;
- БФС-73 – модель реактора типа БН с урановым топливом.

В MCNP реализован широкий спектр МПД, которые упрощены и автоматизированы, что существенно повышает эффективность их использования [10, 11]. Для характеристики эффективности МПД в MCNP введено понятие «эффективность расчета» – FOM (от англ. *figure of merit*), связывающее между собой два конфликтующих показателя: время счета T и квадрат относительной ошибки оценки R^2 рассчитываемого функционала ($FOM=1/(R^2 \cdot T)$). Поскольку R^2 обратно пропорционально времени счета T , то эффектив-

ность метода *FOM* является постоянной величиной при одних и тех же параметрах задачи. В коде MCNP величина *FOM* является одним из важнейших показателей надежности и эффективности оценки расчетных функционалов (скорость реакции, средний поток по ячейке, поток в точке и т.д.). Типичный для прямого расчета показатель эффективности равен единице; это означает, что для достижения относительной ошибки, равной 1%, потребуется семь дней, а равной 2% – два дня. Если каким-то образом удастся увеличить эффективность в 10 раз, то даже 1% будет достигнут меньше чем за одни сутки.

Характерная черта рассматриваемой задачи – симметрия. С учетом симметрии для улучшения статистики в каждом конкретном случае выбирались максимально возможные расчетные объемы так, чтобы смещения в расчетных значениях от такого изменения реальной геометрии были минимальными. Важно, что измерения активационной методикой и малогабаритными камерами (как центральных индексов, так и распределений по высоте) необходимо оценивать в одном расчетном задании. Для измерений в пустом канале и распределений по радиусу строились отдельные расчетные модели.

Прямой расчет скоростей реакций, измеренных на сборке БФС-97-1 без водородсодержащего замедлителя, дал удовлетворительные результаты. При переходе к сборке БФС-97-3 оказалось, что точность рассчитываемых функционалов на порядки превышает точность, требуемую для такого вида оценок (1–2%). Это означает, что для того, чтобы погрешность оценки лежала в необходимых пределах, нужно увеличить время счета на два порядка. Если типичное время счета для этих сборок составляет примерно пять часов, то для достижения статистически надежных результатов (без использования МПД) потребуется около 20-ти дней.

В таблице 1 приведены эффективности прямого расчета функционалов во второй и пятой колонках (величина $V_{рас}/V$ – отношение расчетных объемов к общему объему активной зоны). Очевидно, что уменьшение расчетного объема приводит к падению эффективности расчета вследствие снижения вероятности нейтрону пересечь малую область.

Таблица 1

Показатели эффективности прямого расчета

Тип конфигурации	Активационный метод			Малогабаритные камеры деления				
	$V_{рас}/V \times 10^{-8}$	FOM C28	FOM F25	$V_{рас}/V \times 10^{-4}$	FOM C28	FOM F28	FOM F25	FOM F49
БФС-97-1	10	25	47	7	80	35	183	195
БФС-97-3	16	1	5	15	0.3	90	25	7
БФС-99-1	13	0.5	4	12	0.4	75	22	6
БФС-101-2	2	0.6	2	2	0.2	20	7	3
БФС-42	3	0.8	8	4	1.2	10	25	7
БФС-59	2	0.3	4	4	0.7	78	44	37
БФС-34-1	0.6	0.1	0.6	0.7	0.5	1	3	3

Поскольку целесообразно оценивать все функционалы в одном расчетном задании, то необходимо ориентироваться по функционалу с минимальной эффективностью. Если для гомогенной сборки БФС-97-1 такая эффективность расчета высока (~25), то для остальных сборок она меньше единицы.

МЕТОДЫ ПОНИЖЕНИЯ ДИСПЕРСИИ

МПД помогают существенно сокращать время счета, однако некорректное их применение сопряжено с большим риском получения трудновывявляемой смещенной оценки. Использование МПД в большей степени оправданно при моделировании событий, которые в реальной системе происходят крайне редко – когда для извлечения ценной

информации аналоговым методом требуется большой объем вычислений.

Первая сложность применения МПД – это выбор приемлемого метода. Выделяют четыре класса МПД: методы усечения, методы регулирования числа частиц, методы искажения выборки, частично-детерминистические методы. Все эти методы основаны на искажении аналоговых процессов с целью более частого появления интересующего события.

Каждый из этих методов рассчитан на определенный круг задач. Методы искажения выборки, такие как методы смещения источника, экспоненциального преобразования и искусственного поглощения, используются для задач радиационной защиты. Метод коррелированной выборки применим при расчете возмущений. Методы принудительных столкновений и точечного детектора используются для определения вклада в точечный детектор. Из всех перечисленных методов к рассматриваемому типу задач подходят следующие методы: расщепление-рулетка по ячейкам, расщепление-рулетка по энергии, весовые окна, искусственное поглощение, усечение по геометрии и (или) комбинации этих методов.

Для задач с внешним источником существуют рекомендации по выбору как самих МПД, так и их параметров [10]. Для задач оценки локальных билинейных функционалов в гетерогенных критических системах эти методы не адаптированы, так, например, для автоматического подбора параметров для метода весовых окон в программу встроен пакет модулей, осуществляющих с помощью детерминистической модели вычисление функции ценности по отношению к детектору. Вычисление функции ценности для критической задачи не предусмотрено [2].

Основной задачей является подбор оптимальных МПД (либо их комбинации) без проведения дополнительных расчетов с привлечением детерминистических программ. Специфика задачи (сильногетерогенная среда, необходимость проведения серии вариантов расчетов) налагает дополнительные ограничения: во-первых, относительная ошибка расчета функционала не должна превышать 2%, во-вторых, время счета не должно превышать, по крайней мере, двух суток.

Таблица 2

Сравнение отношения показателей эффективности прямого расчета и расчетов с использованием различных МПД

Вариант	Эффективность (FOM)					
	Метод активации		Малогобаритные камеры деления			
	C28	F25	C28	F28	F25	F49
0 без МПД	1	5	0.3	90	25	7
МПД	T_0/T_i					
1	3	4	5	1.6	1.5	2
2	4	4	7	7	6	6
3	5	6	21	8	17	15
4	10	7	14	6	6	5
5	15	20	20	5	20	30

С целью выбора наиболее приемлемого МПД были выполнены расчеты для сборки БФС-97-3. В таблице 2 приведены результаты по ускорению времени счета с применением различных вариантов МПД. В первой колонке указан номер рассмотренного варианта расчета (0 – вариант расчета без привлечения МПД, 1 – расщепление рулетка (2×4×8×16×32), 2 – весовые окна (ВО) по ячейкам реальной геометрии, 3 – ВО по ячей-

кам и энергии, 4 – ВО – независимая сетка по геометрии, 5 – ВО – независимая сетка по геометрии и энергии). Все результаты расчетов, полученных с использованием МПД, сравнивались с результатами прямого расчета с расчетной точностью ниже 1.5%, расхождения в результатах прямого и непрямого расчетов не превышали 1%. Было выявлено, что комбинация пространственного и энергетического расщепления в методе весовых окон приводит к существенному повышению эффективности расчета: к сокращению времени от семи дней до 10-ти часов при относительной ошибке ниже 2% (табл. 2).

Та же схема расщепления по энергии и пространству была применена для остальныхборок этого типа. В таблице 3 приводятся данные о сокращении времени счета. Видно, что даже для случая, когда для достижения точности 2% требовалось более 20-ти дней, полученное увеличение эффективности приводит к сокращению времени расчета до двух дней.

Таблица 3

Сравнение отношений показателя эффективности прямого расчета и расчета с использованием пятого варианта МПД

Тип конфигурации	Метод активации		Малогобаритные камеры деления			
	C28	F25	C28	F28	F25	F49
БФС-97-3	15	20	20	15	20	30
БФС-99-1	13	17	12	7	18	25
БФС-101-2	12	10	25	7	17	15
БФС-42	20	10	20	15	20	30
БФС-44	25	16	15	12	15	15
БФС-59	25	19	23	8	17	15
БФС-61	25	24	15	10	20	25
БФС-34-1	28	25	13	9	14	19

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Для построения модели одновременного (в одном расчетном задании) расчета экспериментов по измерению отношений скоростей реакций, проведенных двумя различными методиками (активационной и малогабаритными камерами), необходимо было применить МПД так, чтобы точность всех оцениваемых расчетных характеристик была примерно одного порядка. При этом принимались дополнительные условия на время счета и точность, достигаемую за этот промежуток времени.

В таблице 4 приведено сравнение результатов расчета и эксперимента отношений скоростей реакций, полученных в ходе выполнения одного расчетного задания. В четвертом столбце приведена экспериментальная относительная погрешность результатов в процентах, в пятом – выдаваемая программой расчетная погрешность. Как видно, для всех типов отношений, независимо от методики измерения, расчетная погрешность не превышает экспериментальной погрешности. При этом отношение расчет-эксперимент (столбец 6) не выходит за пределы экспериментальной погрешности или, по крайней мере, лежит в пределах 3σ .

Выполненный расчетный анализ продемонстрировал, что разумное использование МПД, реализованных в MCNP, позволяет создавать надежные и эффективные расчетные модели интегральных экспериментов по определению локальных функционалов в сильно гетерогенных системах, важных с точки зрения верификации нейтронных данных [12 – 15] и оценки константной погрешности нейтронно-физичес-

ких функционалов. Это дает возможность представлять эксперименты в качестве бенчмарк-моделей [16].

Для всех рассмотренных критических конфигураций сборок были посчитаны k_{eff} по системам констант РОСФОНД2010 и БНАБ-РФ [17]. Различие результатов расчетов k_{eff} , выполненных на основе группового приближения (БНАБ-РФ), с результатами расчетов, проводимых по РОСФОНД2010, не превышает 0.2%; расхождение между расчетом и экспериментом не превышает 0.3% $\Delta k/k$.

Таблица 4

Результаты расчетов отношений скоростей реакций

1	2	3	4	5	6	7
Индекс	Тип сборки	Эксп.знач.	$R_{\alpha},\%$	$R_{\rho},\%$	$P/\alpha-1,\%$	$R,\%$
Малогобаритные камеры деления F49/F25	БФС-97/1	1.106	1.4	0.5	-0.5	1.5
	БФС-97/3	1.727	1.7	0.7	-2.1	1.8
	БФС-99/1	1.703	1.7	0.7	0.1	1.8
	БФС-101/2	1.822	1.4	0.6	-0.7	1.5
	БФС-42	0.898	1.9	0.6	3.6	2.3
	БФС-31-4	0.899	1.8	0.9	0.3	2.0
	БФС-59	2.090	1.0	1.5	-1.4	1.7
	БФС-61	1.057	1.0	1.0	-1.0	1.4
	БФС-62	0.965	1.0	1.0	-0.6	1.2
Малогобаритные камеры деления F28/F25	БФС-97/1	0.0553	2.5	0.7	0.5	2.6
	БФС-97/3	0.0168	2.9	0.6	-0.6	3.0
	БФС-99/1	0.0166	2.9	0.6	-2.4	3.1
	БФС-101/2	0.0109	2.8	0.9	1.8	2.9
	БФС-42	0.0189	2.1	0.6	-5.3	2.2
	БФС-31-4	0.0179	2.8	1.7	0.6	3.3
	БФС-59	0.00250	2.8	0.8	-4.4	2.9
	БФС-61	0.0320	2.5	1.9	-2.6	3.0
	БФС-62	0.0218	2.0	1.3	2.3	2.5
Метод активации C28/F25	БФС-97/1	0.1137	2.4	0.9	-0.5	2.5
	БФС-97/3	0.0657	2.5	1.0	0.5	2.7
	БФС-99/1	0.0662	3.0	1.3	2.0	4.1
	БФС-101/2	0.0548	2.2	1.4	1.5	2.6
	БФС-31-4	0.143*	2.8*	1.5*	0.8*	3.2*
		0.129	2.9	1.4	-1.6	3.4
	БФС-42	0.155	2.6	1.3	2.0	3.0
	БФС-61	0.126	2.2	0.8	2.3	2.8
БФС-73	0.1114	2.3	0.9	0.5	3.2	

*) Измерения фольгами в межтрубном зазоре

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В настоящее время большое значение уделяется разработке, развитию и адаптации к новому кругу задач МПД. Выполненный в работе анализ возможных МПД и их комбинаций, реализованных в МСНР, показал, что для выполнения многовариантных расчетов за приемлемое время при условии достижения требуемой точности расчетных функционалов необходимо применение неаналоговых методов ускорения расчетов.

Результаты выполненного анализа показали, что комбинация пространственного и энергетического расщеплений в методе весовых окон приводит к существенному повышению эффективности расчета и сокращению машинного времени от нескольких дней до нескольких часов при статистических ошибках в спектральных индексах ниже 2%. МПД, реализованные в MCNP, позволяют создавать надежные расчетные модели интегральных экспериментов по определению локальных функционалов в сильно гетерогенных системах. Представляется целесообразной дальнейшая адаптация, обоснование и доработка заложенных МПД для расчета других важных локальных функционалов (например, возмущение реактивности образцами малых размеров).

Литература

1. Николаев М.Н. Константное обеспечение расчетов быстрых реакторов. Путь к современному состоянию и задачи дальнейшего развития // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №4. – С. 5 – 16.
2. Briesmeiser J.F., Brown J.S. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, User's Guide, Volume II. LA-CP-03-0245, LANL, 484 P. (2003).
3. Андрианова О.Н., Мантуров Г.Н. и др. Использование метода GRS для оценки погрешности нейтронно-физических характеристик перспективного быстрого реактора // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №2. – С. 90-98.
4. Кочетков А.Л., Матвеев И.П., Семенов М.Ю. и др. Критические эксперименты на стенде БФС-2 в поддержку размещения МОХ-топлива в реакторы БН // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №2. – С. 16 – 27.
5. Дулин В.А., Казанский Ю.А. и др. Некоторые физические исследования на быстрых критических сборках БФС-1 // Атомная энергия. – 1976. – Т. 40, вып. 5. – С. 377 - 381.
6. V. Doulin, A. Kochetkov, O. Pavlova et al. "BFS1-FUND-EXP-003. Experimental Program Performed at the BFS-42 Assembly - K-Infinity Experiments for 238U in Fast Neutron Spectra: Measurements with Plutonium Mixed with Depleted Uranium Dioxide and Polyethylene", International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2007)1, March 2007
7. Doulin V., Kochetkov A., Pavlova O. et al. BFS2-FUND-EXP-001. Experimental Program Performed at the BFS-31 Assembly - K-Infinity Experiments for 238U in Fast Neutron Spectra: Measurements with Plutonium Mixed with Depleted Uranium Dioxide and Polyethylene. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2007)1, March 2007.
8. Doulin V., Kochetkov A., Pavlova O. et al. BFS2-FUND-EXP-001. BFS-97, -99, -101 Assemblies: Experimental Program on Critical Assemblies with Heterogeneous Compositions of Plutonium, Depleted-Uranium Dioxide, and Polyethylene. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2007)1, March 2007.
9. Doulin V., Kochetkov A., Pavlova O. et al. BFS-57 and BFS -59 Assemblies: Experimental Program on Critical Assemblies with Heterogeneous Compositions of Enriched-Uranium Dioxide or Plutonium, Depleted-Uranium Dioxide, and Polyethylene. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2007)1, March 2007.
10. Hodgdon A.D. A Variance Reduction Management Algorithm for MCNP, Transactions of the ANS, New Orleans, November 16-20, 2003. – Vol 89. – PP. 373-374.
11. Smith H.P., Wagner J.C. A Case Study in Manual and Automated Monte Carlo Variance Reduction with a Deep Penetration Reactor Shielding Problem // Nuclear Science and Engineering. – 2005. – Vol. 149. – PP. 23–37, 2005.
12. Коцеев В.Н., Мантуров Г.Н. и др. Верификация нейтронных данных основных реакторных материалов из библиотеки РОСФОНД на интегральных экспериментах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №1. – С. 204 - 214.
13. Andrianov A.A., Korovin Yu.A., Kuptsov I.S., Stankovskiy A. Yu. Interactive Information System for Preparation and Verification of Nuclear Data in the High-Energy Range // Journal of the Korean Physical Society. – August 2011. – Vol. 59. – No. 23. – PP. 1096-1099.
14. Andrianova O., Peregodov A., Raskach K., Tsibulya A. Application of GRS Method to Evaluation of Uncertainties of Calculation Parameters of Perspective Sodium-Cooled Fast Reactor / Proc. Int.

Conf. on Reactor Physics PHYSOR 2012. Knoxville, TN, USA, April 15-20, 2012.

15. *Andrianova O., Koscheev V., Lomakov G., Manturov G.* Neutron data adjustment based on integral critical experiments on the BFS-facility with different neutron spectrum. PHYSOR 2016, Sun Valley, ID 16222. May 1–5, 2016. – PP. 2166-2175.

16. Evaluation of Proposed Integral Critical Experiments with Low-moderated MOX Fuel, Report NEA OECD №6047, ISBN 92–64–01049–1, 124 p., 2005.

17. *Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощеев В.Н. и др.* РОСФОНД – Российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерные константы. – 2007. – Вып. 1-2. С. 3–21.

Поступила в редакцию 12.03.2016 г.

Авторы

Андрианова Ольга Николаевна, старший научный сотрудник, канд. техн. наук

E-mail: oandrianova@ippe.ru

Мантуров Геннадий Николаевич, начальник лаборатории, канд. техн. наук

E-mail: mant@ippe.ru

Рожихин Евгений Юрьевич, старший научный сотрудник

E-mail: bnab@ippe.ru

UDC 621.039.51.17

APPLICATION OF MCNP NONANALOG TECHNIQUES FOR CALCULATIONS OF REACTION RATE MEASUREMENTS AT THE BFS FACILITIES

Andrianova O.N., Manturov G.N., Rozhikhin Ye.V.

JSC «SSC RF-IPPE»

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

ABSTRACT

The BFS fast critical assemblies of the JSC «SSC RF – Institute for Physics and Power Engineering» are a unique experimental base for measuring different reactor functionals required to clarify and justify expected evaluations of both reactor core and ex-core characteristics. For years the data obtained on BFS integral critical experiments have been widely used to test and improve neutron cross-sections libraries and transport codes used for applications on fast reactor core design studies. Critical experiments performed at the BFS facilities provide a way to carry out a large series of studies needed for refining neutron data, including, for instance, measurements of central reactivity coefficients (reactivity introduced by material samples of various sizes) which allows testing the resonance structure of neutron cross-sections, but these experiments have not often been used previously for neutron cross-section adjustments. Experiments carried out in different years on various BFS core configurations and compositions were used for testing of project values of fast reactor models, studying physical properties of fuel, structural, and other materials, that brought to light data on neutron cross-sections used for correcting and adjusting neutron data for the neutron data library and transport codes.

An extensive experimental program included criticality, measurements of central reaction rate ratios, and fission rate distributions. The results of these measurements were evaluated and accepted for use as criticality and reactor physics parameters benchmarks. Calculations of criticality, central reaction rate ratios, and fission rate distributions were performed using the MCNP Monte-Carlo code using different files of evaluated nuclear data. The calculations showed that it is necessary to use variance

reduction techniques to get the desired uncertainty of reaction rate calculations. Using of different variance reduction techniques implemented in MCNP for calculations of local functionals in critical multiplying systems with complex heterogeneous geometry is considered in the report. Computational analysis of effectiveness of variance reduction techniques was performed by the example of calculations of the central reaction rates. Results of criticality, central reaction rate ratios, and fission rate distributions calculations with different files of evaluated nuclear data are presented.

Key words: integral critical experiments, BFS critical assemblies, reaction rate ratios, variance reduction methods, MCNP.

REFERENCES

1. Nikolaev M.N. Konstantnoe obespechenie raschjotov bystryh reaktorov. Put' k sovremennomu sostojaniju i zadachi dal'nejshego razvitija [Nuclear data for calculations of fast reactors. Way to recent state and tasks for future development]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2013, no 4, pp. 5-16 (in Russian).
2. Briesmeister J.F., Brown J.S. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, User's Guide, Volume II. LA-CP-03-0245, LANL, 2003. 484 p.
3. Peregudov A.A., Andrianova O.N., Manturov G.N., Raskach K.F., Semenov M. Yu., Tsibulya A.M. Ispolzovanie metoda GRS dlya ocenki pogreshnosti neitronno-fizicheskikh harakteristik perspektivnogo bistrogo reaktora [GRS Method to Evaluate Uncertainties in Calculation Parameters of an Advanced Fast Reactor]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no 2, pp. 90-98 (in Russian).
4. Kochetkov A.L., Matveenko I.P., Semenov M. Yu., Khomiakov Yu.S., Tsiboulia A.M. Kriticheskie jeksperimenty na stende BFS-2 v podderzhku razmeshhenija MOX-topliva v reaktory BN [Critical experiments on BFS-2 facility within maintenance of placement MOX-fuel in reactors BN]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2007, no 2, pp. 16-27 (in Russian).
5. Dulin V.A., Kazanskii Yu.A., Mamontov V.F., Sidorov G.I. Some Physical Investigations in BFS-1 Fast Critical Assemblies. *Atomic Energy*. 1976, v. 40, no 5, pp. 377-381 (in Russian).
6. Doulin V., Kochetkov A., Pavlova O., Semenov M., Rozhikhin Ye. BFS1-FUND-EXP-003. Experimental Program Performed at the BFS-42 Assembly - K-Infinity Experiments for ^{238}U in Fast Neutron Spectra: Measurements with Plutonium Mixed with Depleted Uranium Dioxide and Polyethylene. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2007)1, March 2007.
7. Doulin V., Kochetkov A., Pavlova O., Semenov M., Rozhikhin Ye. BFS2-FUND-EXP-001. Experimental Program Performed at the BFS-31 Assembly - K-Infinity Experiments for ^{238}U in Fast Neutron Spectra: Measurements with Plutonium Mixed with Depleted Uranium Dioxide and Polyethylene. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2007)1, March 2007.
8. Doulin V., Kochetkov A., Pavlova O., Semenov M., Rozhikhin Ye. BFS2-FUND-EXP-001. BFS-97, -99, -101 Assemblies: Experimental Program on Critical Assemblies with Heterogeneous Compositions of Plutonium, Depleted-Uranium Dioxide, and Polyethylene. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2007)1, March 2007.
9. Doulin V., Kochetkov A., Pavlova O., Semenov M., Rozhikhin Ye. BFS-57 and BFS -59 Assemblies: Experimental Program on Critical Assemblies with Heterogeneous Compositions of Enriched-Uranium Dioxide or Plutonium, Depleted-Uranium Dioxide, and Polyethylene. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2007)1, March 2007.
10. Hodgdon A.D. A Variance Reduction Management Algorithm for MCNP. *Transactions of the ANS, New Orleans*. November 16-20, 2003, v. 89, pp. 373-374, 2003.
11. Smith H.P., Wagner J.C. A Case Study in Manual and Automated Monte Carlo Variance Reduction with a Deep Penetration Reactor Shielding Problem. *Nuclear Science and Engineering*. 2005, v. 149, pp. 23-37.
12. Koscheev V.N., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulia A.M. Verifikacija nejtronnyh dannyh osnovnyh reaktornyh materialov iz biblioteki rosfond na integral'nyh jeks-

perimentah [Verification of neutron data for main reactor materials from rosfond neutron data library on intergral experiments]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no 1, pp. 204 – 214 (in Russian).

13. Andrianov A.A., Korovin Yu.A., Kuptsov I.S., Stankovskiy A. Yu. Interactive Information System for Preparation and Verification of Nuclear Data in the High-Energy Range/ Journal of the Korean Physical Society. August 2011, v. 59, no. 23, pp. 1096-1099.

14. Andrianova O., Peregudov A., Raskach K., Tsibulya A. Application of GRS Method to Evaluation of Uncertainties of Calculation Parameters of Perspective Sodium-Cooled Fast Reactor // Proc. Int. Conf. on Reactor Physics PHYSOR 2012. Knoxville, TN, USA, April 15-20, 2012.

15. Andrianova O., Koscheev V., Lomakov G., Manturov G. Neutron data adjustment based on integral critical experiments on the BFS-facility with different neutron spectrum. PHYSOR 2016, Sun Valley, ID 16222 pp. 2166-2175, May 1–5, 2016.

16. Evaluation of Proposed Integral Critical Experiments with Low-moderated MOX Fuel, Report NEA OECD no 6047, ISBN 92–64–01049–1, 2005. 124 p.

17. Zabrodsкая S.V., Ignatyuk A.V., Koscheev V.N., Manohin V.N., Pronjaev V.G. ROSFOND – Rossijskaya nacional'naya biblioteka ocenennyh nejtronnyh dannyh [ROSFOND – The National Library of evaluated neutron data]. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Ser.: Yadernye konstanty*. 2007, no 1-2, pp. 3-21 (in Russian).

Authors

Andrianova Olga Nikolaevna, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: oandrianova@ippe.ru

Manturov Gennady Nikolaevich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: mant@ippe.ru

Rozhikhin Yevgenij Valer'evich, Senior Researcher

E-mail: bnab@ippe.ru

РЕЗУЛЬТАТЫ ТРАНСМУТАЦИИ МАЛЫХ АКТИНИДОВ В СПЕКТРЕ НЕЙТРОНОВ РЕАКТОРОВ НА ТЕПЛОВЫХ И БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Ю.А. Казанский*, **Н.В. Иванов****, **М.И. Романов****

**Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»*

115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31

***Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

249040, г. Обнинск, Студгородок, 1

Р

Существует множество сценариев обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) для снижения его радиоактивности, которая, в основном, через несколько сотен лет после выгрузки из реактора определяется малыми актинидами (МА). Один из них при замкнутом топливном цикле и воспроизводстве делящихся ядер – трансмутация МА в осколки деления в специализированных или энергетических ядерных реакторах. Рассмотрены радиационные характеристики, зависящие от времени, после облучения МА в типичных спектрах нейтронов для теплового и быстрого реакторов. Время облучения было выбрано равным 25-ти годам. За это время глубина выгорания загруженных нуклидов в спектре теплового реактора составляла ~ 95%, а в спектре быстрого реактора ~ 75%. Эффективность трансмутации определялась с помощью зависящего от времени «коэффициента трансмутации», который определен как отношение радиоактивности или биологической опасности по воздуху (по воде) во время и после трансмутации изотопа (изотопов) к его радиоактивности или соответствующей биологической опасности без трансмутации. Это положительное число в интервале от нуля до бесконечности. Чем меньше значение коэффициента трансмутации, тем больше эффективность процесса трансмутации.

Расчеты показали, что коэффициенты трансмутации при выжигании МА в тепловом реакторе (при одинаковом времени облучения в тепловом и быстром реакторах) имеют заметные преимущества перед коэффициентами трансмутации при выжигании в быстрых реакторах. Существенно, что в тепловом реакторе глубина выгорания МА на уровне 95% достигается за время на 40 – 60% меньшее, чем в реакторе на быстрых нейтронах.

Проанализированы результаты трансмутации. Существенный выигрыш в радиоактивности может быть получен для америция и кюрия после окончания 25-летнего облучения через десятки лет. Выигрыш в случае облучения нептуния может быть получен через десятки и сотни тысяч лет (в зависимости от времени облучения).

Показано, что коэффициент трансмутации по амплитуде и во времени зависит от выбранного критерия радиоактивности (радиоактивность, биологическая эффективность по допустимым концентрациям в воздухе и в воде). В частности, коэффициенты трансмутации на основе биологической опасности нуклидов в воздухе могут существенно отличаться от коэффициентов трансмутации по радиоактивности. Коэффициент трансмутации на основе биологической опасности в воздухе в первую тысячу лет оказыва-

ется в 10 раз меньше аналогичного коэффициента на основе радиоактивности. В то же время коэффициенты трансмутации по биологической опасности нуклидов в воде несущественно отличаются от коэффициентов трансмутации по радиоактивности.

Ключевые слова: трансмутация, малые актиниды, отработавшее топливо, радиоактивность, биологическая опасность.

ВВЕДЕНИЕ

Одна из проблем ядерной энергетики – накопление радиоактивных отходов (РАО). Радиоактивность выгружаемого топлива (отработавшего ядерного топлива) в сотни миллионов раз выше радиоактивности загружаемого уранового топлива. ОЯТ представляет угрозу для окружающей среды при утечке из хранилищ. Риск такого события оценивают как произведение вероятности разрушения хранилища (выхода радиоактивных продуктов из-под контроля) на радиоактивность материалов, находящихся в хранилище. Среди способов борьбы с радиоактивностью ОЯТ наиболее интересным и слабо зависимым от сценария переработки топлива является захоронение в геологических формациях. Основная проблема технологии состоит в обеспечении надежной и долговременной защиты (в течение не менее десятков тысяч лет) от попадания в окружающую среду долгоживущих радионуклидов.

Второй, популярный и достаточно широко обсуждаемый в литературе, способ основан на облучении ядер ОЯТ нейтронами в ядерных реакторах.

После выгрузки топлива радиоактивность ОЯТ обусловлена (около 90%) осколками деления, но через несколько столетий основная радиоактивность определяется тяжелыми трансурановыми ядрами. В случае замкнутого топливного цикла уран и плутоний используются вновь для производства топливных элементов, а осколки деления и долгоживущие нуклиды (ядра Np, Am, Cm, называемые малыми актинидами) подвергаются захоронению. Во многих работах рассматривались возможности снижения радиоактивности ОЯТ в результате трансмутации тяжелых ядер в осколки деления.

Идея такого превращения (трансмутации) была высказана более 30-ти лет назад, например, в [1], а интерес к трансмутации МА стал популярным в конце 1980-х гг. Работы по трансмутации МА обсуждались на Международных конференциях GLOBAL и на специальных совещаниях и семинарах, например, на международном семинаре в Обнинске [2]. Там же, в частности, рассматривалась возможность использования специализированных быстрых реакторов-выжигателей для трансмутации МА [3 – 5]. Были публикации, в которых обсуждались трансмутация в гетерогенных и гомогенных условиях быстрого и теплового реакторов [6, 7], и вставки замедлителя в быстрый реактор для увеличения скорости поглощения нейтронов ядрами МА [8]. Идея использования быстрых реакторов для трансмутации тяжелых ядер в осколки деления развивается и в настоящее время: изучаются сценарии ядерной энергетики в комплексе со специальными быстрыми реакторами-выжигателями (например, [9, 10]). Есть обзор МАГАТЭ [11], в котором представлены материаловедческие аспекты трансмутации.

Появились работы по возможности выжигания ОЯТ в тепловых реакторах [12 – 14]. В известной степени этот интерес вызван возможностью выжигания МА в энергетических тепловых реакторах до ввода реакторов на быстрых нейтронах и большей скоростью выжигания МА в тепловых реакторах.

УСЛОВИЯ РАСЧЕТА И ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

В работе рассматриваются результаты трансмутации (выжигания) ядер МА во времени, проводится сопоставление результатов трансмутации при облучении МА в теп-

ловом и быстром спектрах. Для сравнения используется «коэффициент трансмутации» ξ , введенный в работе [15]. Коэффициент трансмутации – отношение радиоактивности (или биологической опасности по воздуху (по воде) с трансмутацией изотопа (изотопов) к его радиоактивности (или биологической опасности) в функции времени без трансмутации.

Пусть имеется вектор изотопов с изменяющимися во времени концентрациями $a_0^i(t)$, тогда радиоактивность этих изотопов в нулевой момент времени будет равна $A_0(t) = \sum a_0^i(t)\lambda_i$. В этом случае вектор $a_0^i(t)$ изменяется во времени из-за радиоактивных распадов ядер МА.

Точно такое же количество изотопов загрузим в реактор для облучения в течение времени T . Радиоактивность при облучении и после будет равна $A_1(t) = \sum a_1^i(t)\lambda_i$. При этом очевидно, что $A_0(0) = A_1(0)$. Изменения $a_1^i(t)$ в течение времени облучения T будут происходить вследствие радиоактивных распадов ядер и взаимодействия тяжелых ядер с нейтронами. После времени T изменения $a_1^i(t)$ будут происходить только в результате радиоактивных распадов (превращений). Запишем коэффициент трансмутации по радиоактивности:

$$\xi_r = A_1(t)/A_0(t) = [\sum a_1^i(t)\lambda_i]/[\sum a_0^i(t)\lambda_i].$$

Из определения следует, что ξ – положительное безразмерное число, которое может принимать значения от нуля до бесконечности. Нулевое значение ξ означает, что в результате трансмутации радиоактивность стала намного меньшей (нулевой) в сравнении с радиоактивностью без трансмутации. Значения $\xi > 1$ означают, что в результате трансмутации радиоактивность увеличилась.

Рассчитывались также коэффициенты трансмутации относительно биологической опасности радионуклидов при попадании в воду (ξ_w) и в воздух (ξ_a). В этом случае использовались предельно допустимые нормативы [16], ограничивающие содержание в воде для каждого i -го радионуклида, называемые уровнем вмешательства, $УВ_{wi}$ (Бк/кг), либо ограничивающие содержание радионуклидов в воздухе, $УВ_{ai}$ (Бк/м³).

Коэффициенты трансмутации с учетом биологической опасности принимают вид

$$\xi_a = [\sum b_1^i(t)\lambda_i / УВ_{ai}] / [\sum b_0^i(t)\lambda_i / УВ_{ai}],$$

$$\xi_w = [\sum a_1^i(t)\lambda_i / УВ_{wi}] / [\sum a_0^i(t)\lambda_i / УВ_{wi}],$$

где b_0^i и b_1^i – объемные концентрации радионуклидов в воздухе (1/м³).

Расчеты проводились с помощью программного модуля ORIGEN2 [17], имеющего набор средних сечений (табл. 1) для типичных спектров теплового и быстрого энергетических реакторов для нуклидов, оказывающих влияние на результаты вычисления ξ_a , ξ_w , ξ_r . Сравнение этих сечений для теплового спектра нейтронов с аналогичными средними сечениями для центра активной зоны реактора ВВЭР-1000 показало удовлетворительное согласие (в пределах 10%). Аналогичное сопоставление табличных данных со средними сечениями для центра активной зоны реактора БН-600 дало более существенное различие (в пределах 20%). Это позволило называть средние сечения из базы данных [17] сечениями для типичных спектров тепловых и быстрых энергетических реакторов.

МА в составе, указанном в таблице, размещались в потоке нейтронов постоянной плотности. Концентрация ядер МА выбиралась такой, чтобы средние микроскопические сечения каждого нуклида не зависели от изменения состава во времени из-за радиоактивных превращений и взаимодействий ядер МА и их дочерних продуктов с нейтронами. Заметим, что расчеты ξ в данном случае носят приближенный характер, поскольку для реального реактора, как минимум, надо принять во внимание зависимость плотности потока нейтронов от координат и определить химический состав и реальную

для реактора плотность ядер. Другими словами, необходимо тщательно определить средние сечения для данного реактора или для объема, в котором находятся МА.

Таблица 1

Характеристики малых актинидов в выгруженном топливе

Нуклид	Концентрация, г/т (т.я.)	Сечение деления в тепловом спектре, барн	Сечение радиационного захвата в тепловом спектре, барн	Сечение деления в быстром спектре, барн	Сечение радиационного захвата в быстром спектре, барн
Np-237	709.0	0.516	30.3	0.377	1.52
Am-241	225.0	1.05	83.0	0.332	1.39
Am-242m	1.73	361.0	75.3	4.04	0.393
Am-243	102.0	2.43	0.414	0.261	0.0538
Cm-242	0.126	0.504	5.44	0.19	0.337
Cm-243	0.386	64.3	7.69	2.68	0.244
Cm-244	30.5	0.878	12.7	0.472	0.834
Cm-245	1.45	125.0	21.0	2.65	0.311
Cm-246	0.153	2.88	0.594	0.307	0.235

Интегральные плотности потока нейтронов, в которых облучались МА, были приняты равными $3.65 \cdot 10^{14}$ н/(с·см²) для реактора на тепловых нейтронах [18] и $3.65 \cdot 10^{15}$ н/(с·см²) для реактора на быстрых нейтронах [19].

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ КОЭФФИЦИЕНТОВ ТРАНСМУТАЦИИ

На рисунке 1 показаны зависимости коэффициентов трансмутации $\xi_r(t)$ и $\xi_r(b)$ от времени (r – индекс, означающий радиоактивность) в тепловом и быстром спектрах нейтронов. Виды зависимостей коэффициентов трансмутации от времени при облучении в тепловом и быстром спектрах весьма похожи. Но для каждого элемента есть особенности, на которые следует обратить внимание.

Нептуний. После облучения в тепловом реакторе коэффициент трансмутации становится меньше единицы в лучшем случае через десять тысяч лет. Обоснованием для выжигания нептуния вряд ли является его радиоактивность. Скорее интерес к уничтожению нептуния (вовлечение его в топливный цикл) связан с возможностью использования его в военных целях.

Америций. Коэффициент трансмутации становится меньше единицы через 50 лет и достигает значения 0,01 через 1000 лет, но затем в течение десяти тысяч лет вырастает вновь почти до единицы.

Кюрий. Практически сразу после облучения коэффициент трансмутации устанавливается на уровне 0,5 и через сотни лет достигает минимального значения порядка 0,1. После этого начинается рост коэффициента трансмутации, а через сто тысяч лет он достигает единицы.

На рисунках 2 – 4 приводятся отношения коэффициентов трансмутации при облучении в тепловом спектре нейтронов к коэффициентам трансмутации при облучении в быстром спектре нейтронов. В обоих случаях облучение проводилось в течение 25-ти лет. На каждом рисунке показаны две кривые в зависимости от времени после облучения: с индексом «1» – отношение $\xi_r(t)/\xi_r(b)$; с индексом «2» – отношение $\xi_a(t)/\xi_a(b)$. Отношения коэффициентов $\xi_w(t)/\xi_w(b)$ на графиках не показаны, так как они несущественно отличаются от отношений $\xi_r(t)/\xi_r(b)$.

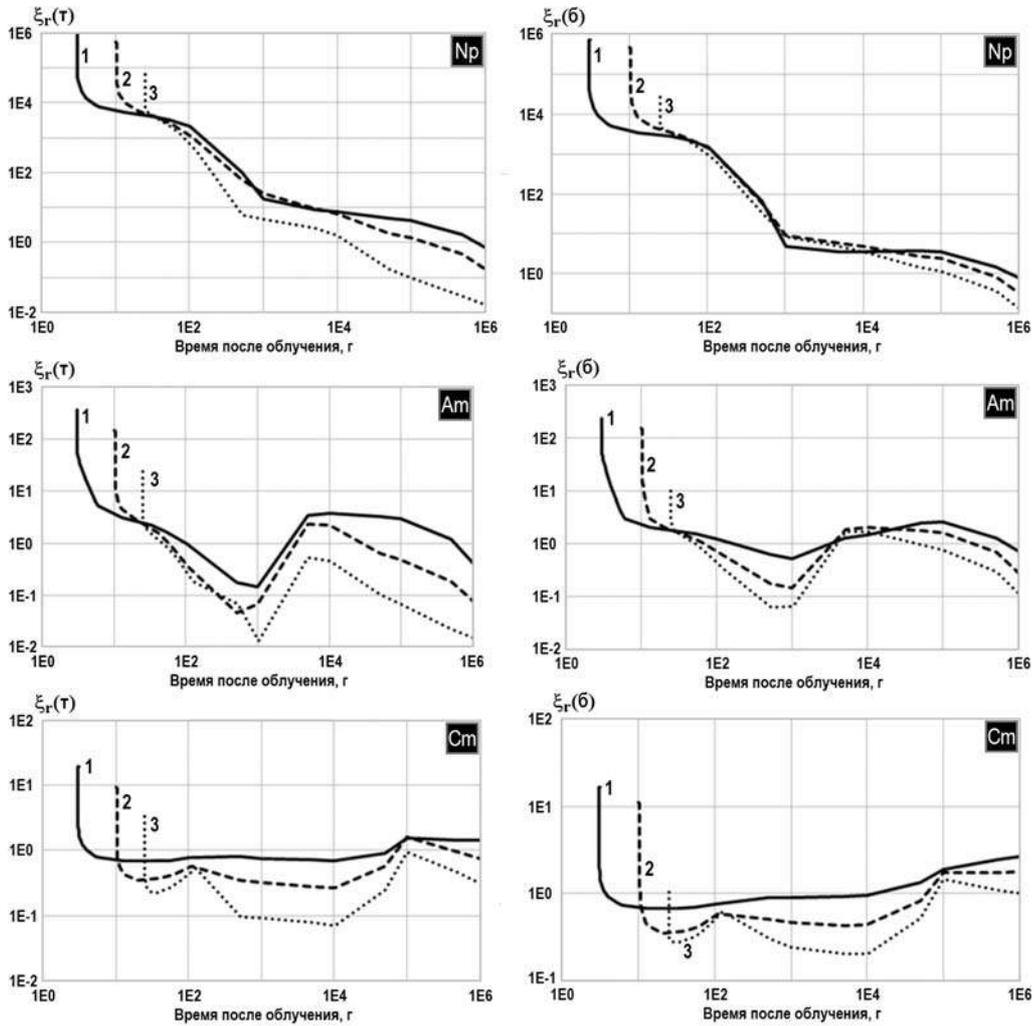


Рис. 1. Коэффициенты трансмутации по радиоактивности для МА при разных временах облучения в тепловом (слева) и быстром (справа) спектрах нейтронов: 1 – 3 года; 2 – 10 лет; 3 – 25 лет

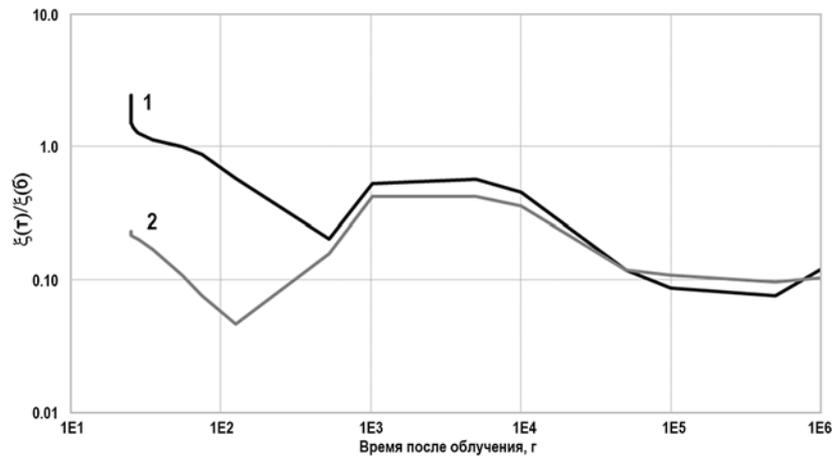


Рис. 2. Отношения ξ для нептуния после 25-летнего облучения в спектрах теплового и быстрого реакторов: 1 – $\xi_r(\tau)/\xi_r(\beta)$; 2 – $\xi_a(\tau)/\xi_a(\beta)$

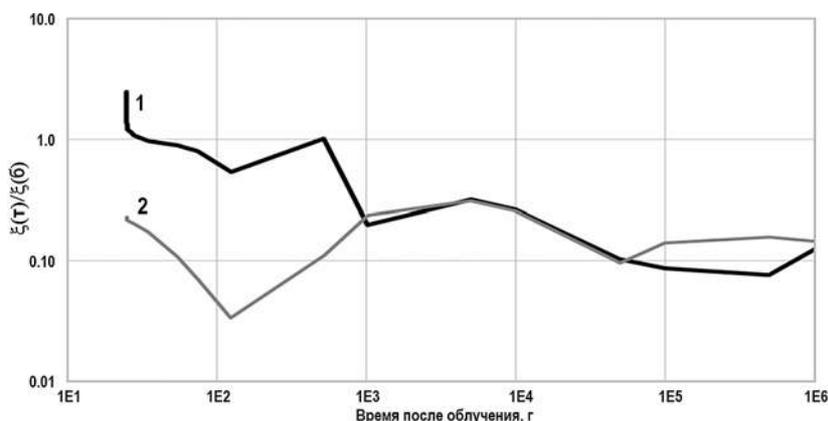


Рис. 3. Отношения ξ для амерция после 25-летнего облучения в спектрах теплового и быстрого реакторов: 1 – $\xi_r(\tau)/\xi_r(\text{б})$; 2 – $\xi_a(\tau)/\xi_a(\text{б})$

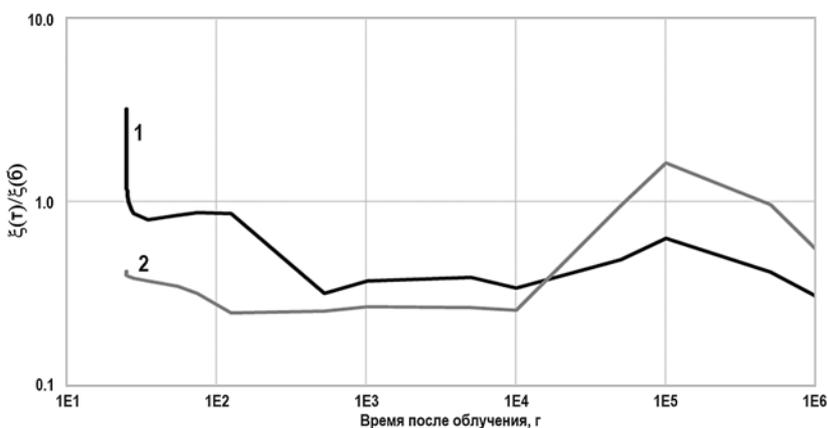


Рис. 4. Отношения ξ для кюрия после 25-летнего облучения в спектрах теплового и быстрого реакторов: 1 – $\xi_r(\tau)/\xi_r(\text{б})$; 2 – $\xi_a(\tau)/\xi_a(\text{б})$

Если приведенные на рис. 2 – 4 отношения больше единицы, то в результате трансмутации в тепловом реакторе радиоактивность будет выше, чем при трансмутации в быстром реакторе. На протяжении почти всего времени выдержки наблюдаются значения отношений меньше единицы, т.е. радиоактивность в случае облучения в тепловом реакторе оказывается меньшей.

Радиоактивность тяжелых ядер без облучения в реакторе обусловлена, в основном, альфа-распадом, биологическая опасность которого во много раз превышает биологическую опасность гамма- и бета-излучения. Насколько велик этот эффект можно видеть из рис. 2 – 4 для кривых с индексом «2» (отношения коэффициентов трансмутации в тепловых и быстрых спектрах нейтронов на основе биологической опасности радиоактивных продуктов в воздухе). Как видно, влияние на некоторых временных интервалах оказывается заметным. Поэтому, при необходимости, есть смысл проводить расчеты ξ с учетом предельно допустимых концентраций радиоактивных нуклидов.

Сопоставление $\xi(\tau)$ и $\xi(\text{б})$ МА проводилось при одинаковом времени облучения МА. Надо иметь в виду, что при равных временах облучения глубины выгорания (выжигания) были различными в тепловом и быстром спектрах нейтронов.

Если же сравнивать отношение ξ при одинаковых глубинах выгорания загруженных нуклидов МА, то ситуация изменяется. На примере нептуния были сделаны предварительные оценки, которые показали, что преимущество теплового реактора практически сводится на нет. Даже появляется небольшое преимущество быстрого спектра.

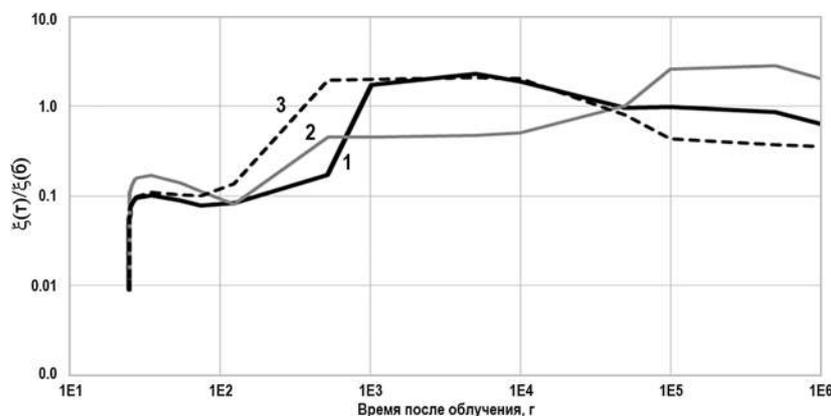


Рис. 5. Отношения коэффициентов трансмутации на основе биологической опасности в воздухе и радиоактивности после 25-летнего облучения в спектре теплового реактора для МА: 1 – америций; 2 – кюрий; 3 – нептуний

На рисунке 5 показаны отношения коэффициентов трансмутации (облучение в течение 25-ти лет в спектре нейтронов теплового реактора) $\xi_a(t)/\xi_r(t)$, которые позволяют оценить влияние учета биологической опасности.

Из рисунка видно, что приблизительно до 700 лет (в частности, для нептуния) ξ_a меньше, чем ξ_r . Как отмечалось выше, биологическая опасность альфа-распада во много раз превышает биологическую опасность гамма- и бета-излучения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате исследований показаны или подтверждены следующие результаты. Нептуний нет смысла превращать в осколки деления и другие тяжелые ядра – радиоактивность его после облучения станет меньше начальной через десятки и тысячи лет (в зависимости от глубины выгорания и выбранного критерия оценки радиоактивности).

Трансмутация америция и кюрия в плотностях потоков нейтронов существующих энергетических тепловых реакторов достигает глубин выгорания 90 – 95% за время непрерывного облучения порядка 25-ти лет. После этого в течение десятков лет радиоактивность спадает в десять (кюрий) и даже в сто раз (америций).

Показано, что трансмутация МА в энергетических быстрых реакторах при одинаковых затратах времени оказывается менее эффективной, чем в тепловых, что связано, главным образом, с меньшей глубиной выгорания МА в быстром энергетическом реакторе. При сравнении ξ при одинаковых глубинах выгорания загруженных нуклидов МА ситуация изменяется. В таком случае преимущества выжигания в тепловом спектре нейтронов практически нивелируются.

Величина коэффициента трансмутации во времени зависит от выбранного критерия радиоактивности (радиоактивность, биологическая эффективность по допустимым концентрациям в воздухе и в воде). В первую тысячу лет значение коэффициента ξ_r превышает значение ξ_a в 10 раз. В то же время ξ_w несущественно отличаются от ξ_r .

Авторы признательны профессору В.В. Коробейникову за плодотворные дискуссии и ряд полезных замечаний.

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. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. Proceedings of a Specialists Meeting held

- in Obninsk, Russian Federation, 22-24 September 1992. IAEA-TECDOC-693. IAEA, 1993.
3. *Matveev V.I., Ivanov A.P., Efimenko E.M.* Concept of Specialized Fast Reactor for Minor Actinide Burning. In [2], p.114.
 4. *Гай Е.В., Игнатюк А.В., Работнов Н.С., Шубин Ю.Н.* Концепция обращения с долгоживущими ядерными отходами. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1994. – №1. – С. 17-21.
 5. *Хорасанов Г.Л., Блохин А.И., Сеницина В.В.* Выжигание трансурановых элементов в жестком спектре нейтронов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – №3. – С.76-81.
 6. *Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В.* Гетерогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ. // Атомная энергия. – 2000. – Т. 89, вып. 5. – С. 362-365.
 7. *Tommasi J.* Heterogeneous Recycling of Americium in Thermal and Fast Reactors. Int. Conf. on Future Nuclear Systems GLOBAL*97. 5-10 Oct. 1997. Yokohama (Japan).
 8. *Krivitski I.Yu.* Actinide and Fission Product Burning in Fast Reactors with a Moderator". Proc.of the Int. Conf. On Future Nucl. Syst. GLOBAL*99. USA, Aug.29 – Sept.3, 1999.
 9. NEA, Potential Benefits and Impacts of Advanced Nuclear Fuel Cycles with Actinide Partitioning and Transmutation, OECD, Paris, France, 2011.
 10. *Andrianov A.A, Dogov A.A, Korovin Y.A, Kuptsov I.S.* The approach to determining the optimal strategy for the nuclear transmutation // Nuclear Physics and Engineering, TE 5. – 2014. – № 2. – P. 122.
 11. Status of minor actinide fuel development. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009.
 12. *Бергельсон Б.Р., Белоног В.В., Герасимов А.С., Тихомиров Г.В.* Утилизация Am, Cm, Np в энергетическом ядерном реакторе. // Атомная энергия. – 2009. – Т. 107, вып. 2. – С. 79-86.
 13. *Казанский Ю.А., Романов М.И.* Трансмутация малых актинидов в спектре нейтронов реактора на тепловых нейтронах. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №2. – С. 140-146.
 14. Nuclear Energy Agency, No. 6997, «Minor Actinide Burning in Thermal Reactors», OECD, 2013.
 15. *Казанский Ю.А., Клинов Д.А.* Эффективность трансмутации осколков деления // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – №4. – С. 38-46.
 16. Нормы радиационной безопасности (НРБ 99/2009).
 17. *Croff A.G.* A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code. July, 1980.
 18. *Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д.* Радиационные характеристики облученного топлива. Справочник. – М.: Энергоатомиздат. 1983.
 19. Nuclear Energy Agency, TECDOC-866, «Fast Reactor Database». IAEA. Vienna. 1996.

Поступила в редакцию 04.03.2016 г.

Авторы

Казанский Юрий Алексеевич, профессор, доктор физ.-мат. наук

E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

Иванов Николай Витальевич, аспирант

E-mail: ivanovnik100@gmail.com

Романов Михаил Игоревич, аспирант

UDC 621.039.54(04)

THE RESULTS OF THE TRANSMUTING MINOR ACTINIDES WITH THERMAL AND FAST REACTORS NEUTRONS

Kazansky Yu.A.*, Ivanov N.V.***, Romanov M.I.**

* National Research Nuclear University «MEPhI».

31 Kashirskoe highway, Moscow, 115409 Russia

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

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

ABSTRACT

One of the problems of nuclear energy is the accumulation of radioactive waste. There are many scenarios treatment of spent nuclear fuel (SNF). One of them with a closed fuel cycle and reproduction of fissile nuclei is the transmutation of minor actinides (MA) in the fission fragments in fast reactors. In the present paper considered the radiation characteristics, depending on the time, after irradiation MA in the spectra of neutrons of thermal and fast reactors. The irradiation time was chosen to be 25 years. During this time, burn up in the thermal reactor was about 95%, and in the fast reactor about 75%. Transmutation efficiency is determined by a time-dependent after irradiation «coefficient of transmutation». Coefficient of transmutation is the ratio of the radioactivity (or biological hazards on the air or on the water) after the transmutation of the isotope (isotopes) to its radioactivity without transmutation. This is a positive number in the range from 0 to infinity.

Calculations showed that coefficient of transmutation of the burning of the MA in the thermal reactor (at the same time of irradiation to thermal and fast reactors) have notable advantages over coefficient of transmutation during burning in the fast reactors. Importantly, the thermal reactor burn up MA of 95% is achieved while 40 – 60% smaller than in the fast breeder reactor.

Analyzed the results of transmutation. Significant gains in radioactivity can be obtained for americium and curium after 25 years irradiation through decades. The gain in the case of irradiation of neptunium can be obtained through decades and the hundreds of thousands of years (depending on the irradiation time).

Shown that efficiency of the amplitude and time depends on the criterion of radioactivity (radioactivity, the biological effectiveness of permissible concentrations in air and water). In particular, coefficient of transmutation on basis biological hazards nuclides in the air could differ significantly from coefficient of transmutation on radioactivity. At 10 times coefficient of transmutation on basis biological hazards in the air in the first thousand years less than the same coefficient on the basis of radioactivity. At the same time, the coefficient of transmutation on basis biological hazards nuclides in the water do not differ significantly from the transmutation of the coefficients on radioactivity.

Key words: transmutation, minor actinides, spent fuel, radioactivity, biological hazard.

REFERENCES

1. Leypunsky A.I., Orlov V.V., Lytkin V.B., Troyanov M.F., Yurova L.N. Puti effektivnogo ispol'zovaniya goryuchego vyadernoy energetike s bystryimi reaktorami [The effective use of fuel in nuclear power with fast reactors]. *Atomnaya energiya*. 1971, v. 31, no. 4, p. 241 (in Russian).
2. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. Proceedings of a Specialists Meeting held in Obninsk, Russian Federation, 22-24 September 1992. IAEA-TECDOC-693. IAEA, 1993.

3. Matveev V.I., Ivanov A.P., Efimenko E.M.. Concept of Specialized Fast Reactor for Minor Actinide Burning. In [2], p.114.
4. Gay E.V., Ignatyuk A.V., Rabotnov N.S., Shubin Yu.N.. Konceptsiya obrashcheniya s dolgozhivushchimi yadernymi othodami [Concept treatment of long-lived nuclear waste management]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 1994, no. 1, pp. 17-21 (in Russian).
5. Khorasanov G.L., Blokhin A.I., Sinitsyna V.V.. Vyzhiganie transuranovykh ehlementov v zhestkom spektre nejtronov [Burning of transuranic elements in the hard neutron spectrum]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2000, no. 3, pp. 76-81 (in Russian).
6. Ganey I. Kh., Lopatkin A. V., Orlov V. V. Geterogennaya transmutatsiya Am, Cm, Np v aktivnoj zone reaktora tipa BREST [Heterogeneous Transmutation of Am, Cm, and Np in the core of a brest reactor]. *Atomic Energy*, v. 89, no. 5, 2000, pp. 362-365 (in Russian).
7. Tommasi J. Heterogeneous Recycling of Americium in Thermal and Fast Reactors. Int. Conf. On Future Nuclear Systems GLOBAL*97. Oct. 5-10 1997, Yokohama (Japan).
8. Krivitski I.Yu. Actinide and Fission Product Burning in Fast Reactors with a Moderator. Proc. of the Int. Conf. On Future Nucl. Syst. GLOBAL '99. USA, Aug. 29 – Sept. 3, 1999.
9. NEA, Potential Benefits and Impacts of Advanced Nuclear Fuel Cycles with Actinide Partitioning and Transmutation, OECD, Paris, France, 2011.
10. Andrianov A.A, Dogov A.A, Korovin Y.A, Kuptcov I.S. The approach to determining the optimal strategy for the nuclear transmutation. *Nuclear Physics and Engineering*, TE 5, no. 2, 2014, 122 p.
11. Status of minor actinide fuel development. Vienna. International Atomic Energy Agency, 2009.
12. Bergelson B. R., Belonog V. V., Gerasimov A. S., Tikhomirov G. V.. Utilizatsiya Am, Cm, Np v ehnergeticheskom yadernom reaktore [Np, Am, Cm utilization in a nuclear power reactor]. *Atomic Energy*, v. 107, no. 2, 2009, pp. 7986 (in Russian).
13. Kazansky Yu.A., Romanov M.I. Transmutatsiya malykh aktinidov v spektre nejtronov reaktora na teplovykh nejtronah [Transmutating minor actinides with thermal reactor neutrons]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no. 2, pp. 140-146 (in Russian).
14. Nuclear Energy Agency, No. 6997, Minor Actinide Burning in Thermal Reactors, OECD, 2013.
15. Kazansky Yu.A, Klinov D.A. Effektivnost' transmutatsii oskolkov deleyniya [Transmutation Efficiency of Fission Fragments.] *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2000, no. 4, pp. 38-46 (in Russian).
16. Normy radiatsionnoy bezopasnosti (NRB 99/2009) (in Russian).
17. Croff A.G. A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code. July, 1980.
18. Kolobashkin V.M., Rubtsov P.M., Ruzhansky P.A., Sidorenko V.D. Radiation Characteristics of the Irradiated Fuel. Reference book. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983 (in Russian).
19. Nuclear Energy Agency, TECDOC-866, «Fast Reactor Database». IAEA. Viena. 1996.

Authors

Kazansky Yuriy Alekseevich, Professor, Dr. Sci (Phys.-Math.)

E-mail: kazansky@iate.obninsk.ru

Ivanov Nikolay Vital'evich, Postgraduate Student

E-mail: ivanovnik100@gmail.com

Romanov Mihail Igorevich, Postgraduate Student

АНАЛИТИЧЕСКИЕ ОЦЕНКИ ПАРАМЕТРОВ ИМПУЛЬСОВ В МОДИФИЦИРОВАННОЙ ИНТЕГРАЛЬНОЙ МОДЕЛИ КИНЕТИКИ ДЛЯ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА И ПОДКРИТИЧЕСКОГО БЛОКА

А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, А.И. Брежнев

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



Обсуждается применение модифицированной интегральной модели нейтронной кинетики для расчета характеристик импульсов в связанной реакторной системе, состоящей из импульсного реактора и подкритического блока. Модель основана на использовании соответствующих ядер перехода интегрального уравнения для мощности реактора и функции Грина для подкритического блока.

Для замыкания математической модели в качестве обратной связи «реактивность - мощность» используются приближения «безынерциального» гашения реактивности и скачка на мгновенных нейтронах.

Получены аналитические соотношения, позволяющие с достаточной для инженерной практики точностью оценивать основные характеристики связанной системы, такие как энергия и максимальная мощность импульсов в реакторе и подкритическом блоке.

Выполненные расчеты показали пригодность аналитических зависимостей энергетических характеристик системы от коэффициента влияния блока на реактор, времени жизни нейтронов в реакторе и «временной» постоянной блока при фиксированном значении энергии импульса в реакторе. Для реактора полученное соотношение справедливо во всей области изменения параметров системы, а для подкритического блока оно пригодно только для системы с быстрым спектром нейтронов в реакторе и тепловым спектром нейтронов в блоке, когда реализуется так называемое приближение «дельтаобразного» импульса в реакторе. В случае, если такое приближение несправедливо, то используется «гауссово» приближение к форме реакторного импульса, для которого также получены уточненные аналитические формулы для оценки максимальной мощности импульса в блоке.

Полученные аналитические соотношения могут быть использованы для оптимизации параметров связанных реакторно-лазерных систем.

Ключевые слова: нейтронная кинетика, лазерная система с накачкой от ядерного реактора, энергия и максимальная мощность импульса мощности.

ИНТЕГРАЛЬНАЯ МОДЕЛЬ КИНЕТИКИ

Использование модифицированной интегральной модели кинетики [1, 2, 19, 20] представляется наиболее подходящим для описания кинетики нейтронов в системе «быстрый импульсный реактор - тепловой подкритический блок» [10 - 18].

© А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, А.И. Брежнев, 2016

Эта модель в общем виде записывается в форме [2]

$$\begin{aligned} N_r(t) &= \int_0^t [\alpha_{rr}(t-\tau) + \alpha_{rr}^s(t-\tau) + \alpha_{rb}(t-\tau)] \cdot N_r(\tau) d\tau, \\ N_b(\mathbf{r}, t) &= \int_0^t G_{br}(\mathbf{r}, t-\tau) \cdot N_r(\tau) d\tau. \end{aligned} \quad (1)$$

Основным при выводе уравнений (1) являлось предположение о том, что в реакторе в любой момент времени успевает сформироваться собственное распределение нейтронов, и при этом справедливо разделение переменных на амплитудную и форм-функции (как это принято при выводе обычных уравнений точечной модели кинетики) [3, 10 – 16]. На пространственно-временное распределение нейтронов в глубокоподкритическом блоке таких ограничений не налагалось.

В уравнениях (1) $N_r(t)$ – мощность (или интенсивность делений) реактора в момент времени t ; $N_b(\mathbf{r}, t)$ – мощность подкритического блока в точке с координатой \mathbf{r} в момент времени t ; $G_{br}(\mathbf{r}, t)$ имеет смысл пространственно-временного распределения вторичных делений в подкритическом блоке при условии, что первичное деление произошло в ядерном реакторе (аналог функции Грина для подкритического блока). Интеграл от этой функции по времени описывается пространственной зависимостью

$$M(\mathbf{r}) = \int_0^{\infty} G_{br}(\mathbf{r}, t) dt,$$

которая показывает распределение полного числа делений, происшедших в точке с координатой \mathbf{r} подкритического блока, нормированное на одно деление в реакторе. Если проинтегрировать эту функцию по объему блока V_b , то получится нулевой момент функции Грина – полное число делений в подкритическом блоке, нормированное на одно деление в реакторе:

$$M_b = \int_{V_b} M(\mathbf{r}) d\mathbf{r} = \int_0^{\infty} \int_{V_b} G_{br}(\mathbf{r}, t) d\mathbf{r} dt. \quad (2)$$

При дальнейшем рассмотрении понадобится характеристика этого процесса, определяемая как «временная» постоянная блока:

$$l_b = \int_0^{\infty} \int_{V_b} t G_{br}(\mathbf{r}, t) d\mathbf{r} dt \Big/ \int_0^{\infty} \int_{V_b} G_{br}(\mathbf{r}, t) d\mathbf{r} dt. \quad (3)$$

Для функций $\alpha_{rr}(t)$, $\alpha_{rr}^s(t)$ и $\alpha_{rb}(t)$ требуется специальное пояснение.

Функция $\alpha_{rr}(t)$ – это распределение вторичных делений в активной зоне реактора при условии, что первичное деление произошло также в активной зоне; при этом предполагается, что подкритический блок полностью отсутствует. Интеграл от этой функции имеет ясный физический смысл эффективного коэффициента размножения в «голом» реакторе – k_{rr} , а среднее время жизни нейтронов в таком реакторе выражается следующим образом [2]:

$$l_{rr} = \int_0^{\infty} t \alpha_{rr}(t) dt \Big/ \int_0^{\infty} \alpha_{rr}(t) dt.$$

Функция $\alpha_{rr}^s(t)$ – распределение вторичных делений в активной зоне реактора при условии, что первичное деление произошло в активной зоне, далее нейтроны деления попали в подкритический блок, отразились (и, возможно, замедлились там), а затем «вернулись» в реактор и вызвали там деления. Таким образом, функция $\alpha_{rr}^s(t)$ описы-

вает влияние на реактор подкритического блока как отражателя и замедлителя нейтронов. В монографии [2] интеграл от этой функции Δk_{rr}^s называется «пассивной» компонентой реактивности, наводимой подкритическим блоком на реактор как отражателем нейтронов, а среднее время жизни нейтронов, отразившихся, замедлившихся и вернувшихся в реактор, описывается параметром

$$l_{rr}^s = \int_0^{\infty} t \alpha_{rr}^s(t) dt \Big/ \int_0^{\infty} \alpha_{rr}^s(t) dt .$$

Функция $\alpha_{rb}(t)$ – распределение вторичных делений в активной зоне реактора, вызванных нейтронами деления из подкритического блока, которые в свою очередь были рождены от первичного деления в активной зоне реактора. Интеграл от этой функции k_{rb} называется «активной» компонентой реактивности, наводимой подкритическим блоком на реактор как множителем нейтронов, а среднее время жизни таких нейтронов в реакторе описывается параметром

$$l_{rb} = \int_0^{\infty} t \alpha_{rb}(t) dt \Big/ \int_0^{\infty} \alpha_{rb}(t) dt .$$

ДИФФЕРЕНЦИАЛЬНАЯ МОДЕЛЬ КИНЕТИКИ

Рассмотрим первое уравнение системы (1). Для упрощения его решения весьма удобно аппроксимировать функции $\alpha_{rr}(t)$, $\alpha_{rr}^s(t)$ и $\alpha_{rb}(t)$ в виде рядов экспонент [2], которые описывают различные процессы замедления, диффузии и переноса мгновенных нейтронов, включая, в общем случае, и процессы на запаздывающих нейтронах. Учитывая, что далее будут рассматриваться только быстропротекающие процессы на мгновенных нейтронах, вкладом запаздывающих нейтронов в соответствующие ядра перехода пренебрежем.

Кроме того, можно объединить ядра $\alpha_{rr}(t)$ и $\alpha_{rr}^s(t)$ в одно $\alpha_{rr}(t) = \alpha_{rr}(t) + \alpha_{rr}^s(t)$ и ограничиться одноэкспоненциальным приближением:

$$\alpha_r(t) = (k_r/l_r) \exp\{-t/l_r\}; \quad \alpha_{rb}(t) = (k_{rb}/l_{rb}) \exp\{-t/l_{rb}\}. \quad (4)$$

В таком случае первое уравнение системы (1) может быть переписано в виде следующей системы алгебраических и дифференциальных уравнений первого порядка, методы решения которых хорошо разработаны:

$$\begin{aligned} N_r(t) &= n_r(t) + n_{rb}(t), \\ l_r dn_r/dt &= k_r N_r - n_r, \\ l_{rb} dn_{rb}/dt &= k_{rb} N_r - n_{rb}, \end{aligned} \quad (5)$$

где $n_r(t)$ – интенсивность делений в реакторе на собственных нейтронах и нейтронах, которые претерпели отражение от подкритического блока и произвели деления в реакторе; $k_r = k_{rr} + \Delta k_{rr}^s$ – эффективный коэффициент размножения нейтронов в реакторе с учетом подкритического блока как отражателя нейтронов; $l_r = (l_{rr} k_{rr} + l_{rr}^s \Delta k_{rr}^s) / (k_{rr} + \Delta k_{rr}^s)$ – среднее время жизни нейтронов в реакторе с учетом нейтронов, отраженных от подкритического блока; $n_{rb}(t)$ – интенсивность делений в реакторе на нейтронах, которые родились в реакторе от первичного деления, попали в подкритический блок, произвели там деления, а нейтроны от этих делений затем попали в реактор и произвели там вторичные деления. В случае безынерциального гашения реактивности обратная связь по мощности может быть записана в виде

$$k_r = k_r^0(t) - \gamma \int_0^t N_r(t) dt = k_r^0(t) - \gamma E_r(t), \quad (6)$$

где γ – квазистатический коэффициент гашения реактивности; $E_r(t)$ – энергия, выделенная к моменту времени t .

Таким образом, с учетом (6) исходная система уравнений кинетики примет вид

$$\begin{aligned} N_r(t) &= n_r(t) + n_{rb}(t), \\ l_r dn_r/dt &= (k_r^0 - \gamma E_r(t)) N_r(t) - n_r(t), \\ l_{rb} dn_{rb}/dt &= k_{rb} N_r(t) - n_{rb}(t). \end{aligned} \quad (7)$$

Для простоты будем считать, что изменение реактивности в начальный момент времени происходит скачком, а $k_r^0(t) = k_r = \text{const}$; начальные условия $n_r(0) = n_0$, $n_{rb}(0) = 0$.

Если представить функцию Грина, проинтегрированную по пространственной координате, в виде

$$G_b(t) = \int_{V_b} G_{br}(\mathbf{r}, t) d\mathbf{r} = M_b \exp\{-t/l_b\} / l_b,$$

то второе уравнение (1) также может быть сведено к обыкновенному дифференциальному уравнению

$$l_b dN_b/dt = M_b N_r(t) - N_b(t), \quad (8)$$

где $N_b(t)$ – полная мощность подкритического блока в момент t .

Следует отметить, что уравнения для описания мощности в отдельном лазерно-активном элементе будут иметь вид, аналогичный (8).

АНАЛИТИЧЕСКИЕ ОЦЕНКИ

Проинтегрировав уравнения (7) и (8), а также пренебрегая начальными и конечными значениями мощности реактора и подкритического блока, получим следующие выражения для полных энергий, выделенных за импульс в реакторе и подкритическом блоке соответственно:

$$E_r^0 = 2(\Delta k_r + k_{rb})/\gamma, \quad (9)$$

$$E_b^0 = M_b E_r^0, \quad (10)$$

где $\Delta k_r = k_r^0 - 1$.

Найдем максимальную мощность реакторного импульса N_r^m . Для этого используем условие $dN_r/dt^m = 0$, а также приближенное соотношение, связывающее энергию E_r^m , выделенную к моменту максимума реакторного импульса t_r^m , и максимальную мощность N_r^m в импульсном реакторе самогасящего действия [4 – 6, 8, 9]: $E_r^m = 2\tau_r N_r^m$, где τ_r – начальный период разгона системы «импульсный реактор - подкритический блок», который реализуется до начала действия обратных мощностных и температурных обратных связей.

Опуская выкладки, приведем решение для N_r^m :

$$N_r^m = [\Delta k_r l_{rb} + \Delta k_{rb} l_r + 2(\Delta k_r + k_{rb})\tau_r] / [2\gamma\tau_r(l_{rb} + \tau_r)], \quad (11)$$

где τ_r может быть найдено из решения характеристического уравнения для системы (7), в которой членом $\gamma E_r(t)$ можно пренебречь:

$$\tau_r = 2 \left[\Delta k_r / l_r + \Delta k_{rb} / l_{rb} + \sqrt{(\Delta k_r / l_r + \Delta k_{rb} / l_{rb})^2 + 4(\Delta k_r + k_{rb}) / (l_r l_{rb})} \right]^{-1}. \quad (12)$$

Максимальное значение функции n_{rb}^m , которое реализуется в момент времени t_b^m , отличный от t_r^m , можно найти, используя приближения «сильно» и «слабосвязанной» систем, описанные в [5]. Итоговое выражение для оценки n_{rb}^m имеет вид

$$n_{rb}^m = \begin{cases} (E_r^0 - 2k_{rb})k_{rb} / l_{rb} & \text{при } 0 < k_{rb} < k_{rb}^s, \\ \gamma E_r^0{}^2 / (8l_{rb}) & \text{при } k_{rb} > k_{rb}^s. \end{cases} \quad (13)$$

где параметр $k_{rb}^s = \gamma E_r^0 / 4$ условно разделяет области «слабой» и «сильной» связности системы.

Обратимся теперь к уравнению (8), описывающему изменение мощности в подкритическом блоке. Это уравнение полностью совпадает с третьим уравнением (7) для $n_{rb}(t)$ при $l_{rb} = l_b$, если обозначить $N_b(t) = (M_b / k_{rb}) \cdot n_{rb}(t)$. Тогда для оценки максимальной мощности блока можно воспользоваться формулами (13), которые примут вид

$$N_b^m = \begin{cases} (E_r^0 - 2k_{rb} / \gamma) M_b / l_b & \text{при } 0 \leq k_{rb} \leq k_{rb}^s, \\ M_b \gamma E_r^0{}^2 / (8l_b k_{rb}) & \text{при } k_{rb} > k_{rb}^s. \end{cases} \quad (14)$$

Однако следует отметить, что оценка (14) справедлива только для случая «слабосвязанной» системы «реактор-блок», когда выполняется соотношение

$$\varepsilon = \tau_r / l_b \ll 1. \quad (15)$$

Физически это эквивалентно тому, что начальный период разгона связанной системы много меньше временной постоянной блока, а математически дает основание пренебречь последним членом в уравнении (8) (приближение «дельтаобразного» реакторного импульса). На практике соотношение (15) реализуется тогда, когда спектр нейтронов в реакторе быстрый, а в блоке – тепловой.

Если же соотношение (15) не выполняется, то даже в полностью «развязанной» системе (при $k_{rb} = 0$) оценка (14) будет плохой, и необходимо учитывать форму реакторного импульса.

Для этого можно воспользоваться подходом, принятым в работе [2], и аппроксимировать форму быстрой части импульса в реакторе гауссианом

$$N_r(t) = N_r^m \exp\{-\pi(t - t_r^m)^2 / (16\tau_r^2)\} \quad (16)$$

с максимумом в t_r^m .

Использование представления (16) позволяет проинтегрировать уравнение (8) и найти выражение для $N_b(t)$ в аналитическом виде:

$$N_b(t) = \frac{M_b N_r^m}{l_b} \int_{-\infty}^t \exp\{-\pi\xi^2 / (16\tau_r^2) - (\xi - t + t_r^m) / l_b\} d\xi = \\ = 2N_r^m \varepsilon M_b \exp\{4\varepsilon^2 / \pi - (t - t_r^m) / l_b\} \left[1 + \operatorname{erf}(\sqrt{\pi}(t - t_r^m) / (4\tau_r) - 2\varepsilon / \sqrt{\pi}) \right]. \quad (17)$$

Для определения максимума функции (17) необходимо найти соответствующее ему время между максимумами импульсов в блоке и реакторе $\Delta t_{br} = t_b^m - t_r^m$. Его можно найти из решения трансцендентного уравнения

$$[(1 + \operatorname{erf}(y)) = \exp(-y^2)], \quad (18)$$

где $y = \pi^{1/2} \Delta t_{br} / (4\tau_r) - 2\varepsilon / \pi^{1/2}$.

Используя выражения (17) и (18), несложно показать, что значение максимальной мощности импульса в блоке описывается выражением

$$N_b^m = N_r^m \cdot M_b \exp\{-\pi \Delta t_{br}^2 / 16\}.$$

Уравнение (18) не имеет аналитического решения, но можно сделать некоторые приближенные оценки при различных значениях ε . Тогда общее решение для N_b^m будет иметь вид

$$N_b^m(\varepsilon) = N_r^m M_b \begin{cases} 4\varepsilon \exp\{-4\varepsilon^2 / \pi - 4\varepsilon \sqrt{\ln(1/(4\varepsilon))} / \sqrt{\pi}\}, & 0 < \varepsilon \leq 0.1617; \\ \exp\{2\varepsilon - 1 - 4\varepsilon^2 / \pi\}, & 0.1617 \leq \varepsilon \leq 0.9133; \\ \exp\{-\pi / (16\varepsilon^2)\}, & \varepsilon > 0.9133. \end{cases} \quad (19)$$

ЧИСЛЕННЫЕ РАСЧЕТЫ

Для проверки пригодности полученных соотношений при оценке N_r^m и N_b^m выполнены расчеты модельной системы, состоящей из импульсного реактора и подкритического блока при различных значениях k_{rb} , l_r и l_b . Постоянными в расчетах полагались коэффициент гашения реактивности $\gamma = 0.5 \cdot 10^{-10}$ Дж⁻¹, энергия реакторного импульса $E_r^0 = 6$ МДж и нулевой момент функции Грина $M_b = 1$.

На рисунках 1 и 2 приведены в сравнении зависимости максимальной мощности импульса реактора N_r^m от коэффициента k_{rb} и постоянной времени l_b соответственно при разных l_r , рассчитанные численно по модели (7) с использованием комплекса MathCad [7] и по формулам (11), (12).

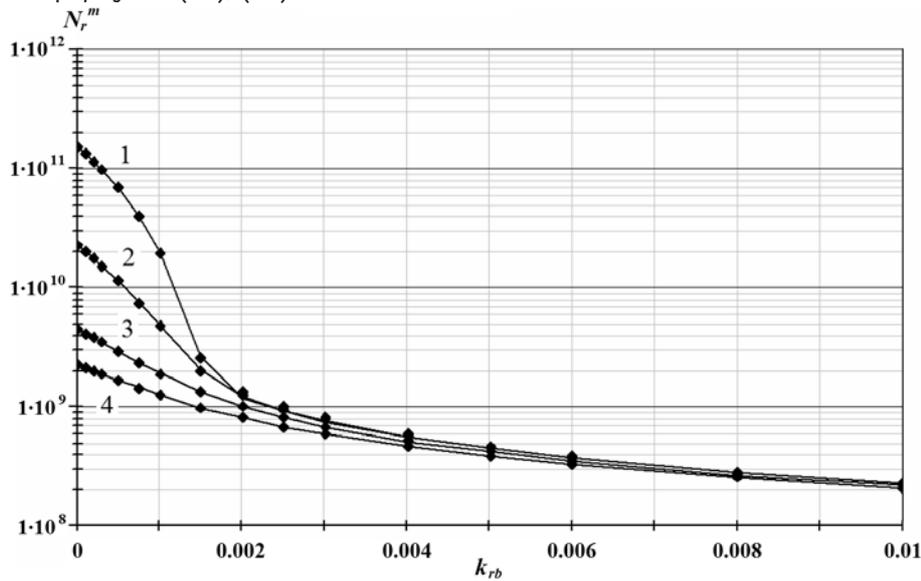


Рис. 1. Зависимости N_r^m от k_{rb} , рассчитанные численно по модели (7) (точки) и по формуле (13) (сплошные кривые) при $l_b = 10^{-3}$ и различных $l_r = 1.5 \cdot 10^{-8}$ (1); $1 \cdot 10^{-7}$ (2), $5 \cdot 10^{-7}$ (3) и $1 \cdot 10^{-6}$ с (4)

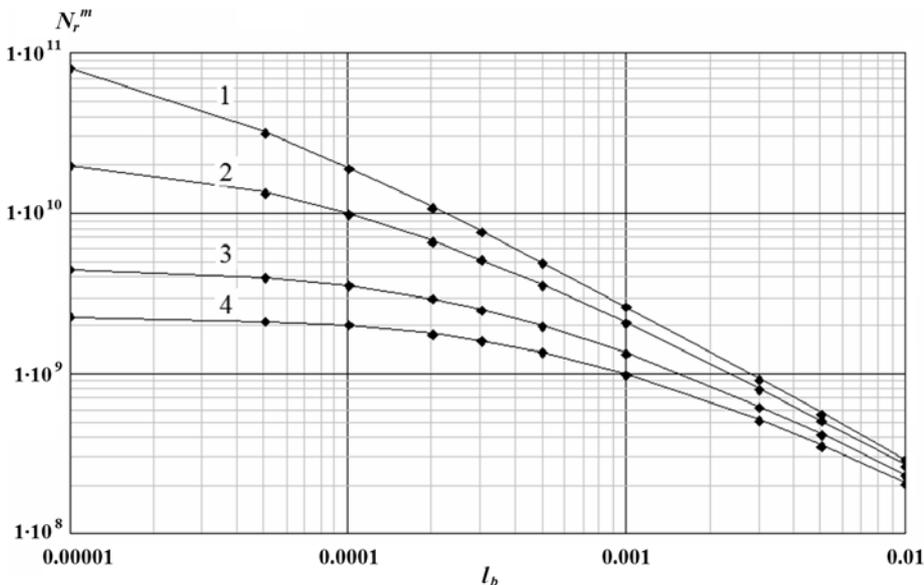


Рис. 2. Зависимости N_r^m от l_b , рассчитанные численно по модели (7) (точки) и по формуле (13) (сплошные кривые) при $k_{rb} = 1.5 \cdot 10^{-3}$ и различных $l_r = 1.5 \cdot 10^{-8}$ (1); $1 \cdot 10^{-7}$ (2), $5 \cdot 10^{-7}$ (3) и $1 \cdot 10^{-6}$ с (4)

Следует отметить, что расчеты N_r^m , представленные на рис. 2, выполнены при значении $k_{rb} = 1.5 \cdot 10^{-3}$, так как в этом случае реактор не «переходит» в состояние мгновенной надкритичности ($\Delta k_r = \gamma E_r^0 / 2 - k_{rb} = 0$), а форма импульса в реакторе существенно отличается от гауссовой.

Однако, как видно из рисунков, решение (11) справедливо при всех рассмотренных значениях параметров для случаев как «слабосвязанной», так и «сильносвязанной» систем [2, 5], при этом расхождение между аналитической оценкой и численным расчетом нигде не превышает 1 – 3%.

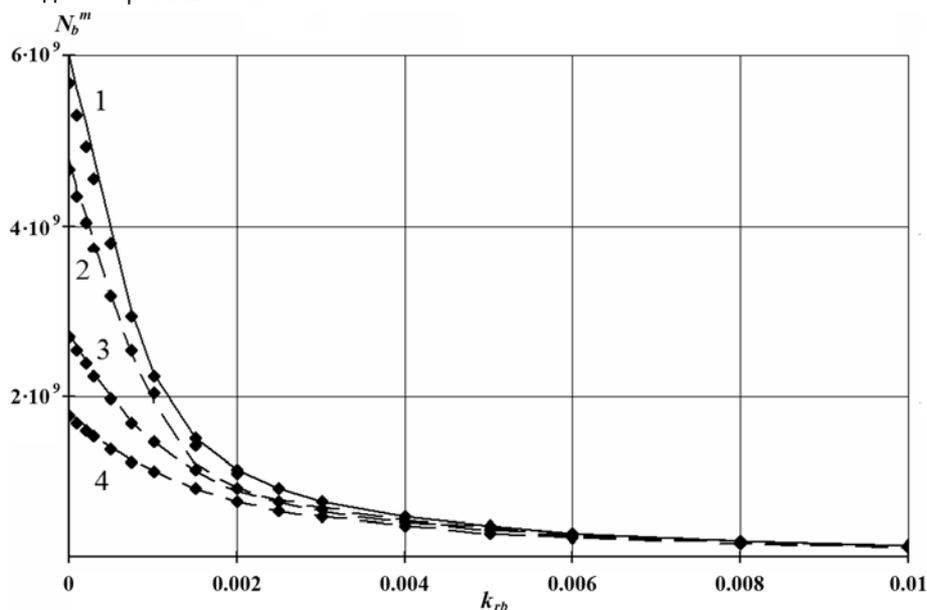


Рис. 3. Численные (точки) и аналитические оценки $N_b^m(k_{rb})$ при $l_b = 1.5 \cdot 10^{-8}$ (кривая 1); $1 \cdot 10^{-7}$ (2), $5 \cdot 10^{-7}$ (3) и $1 \cdot 10^{-6}$ с (4)

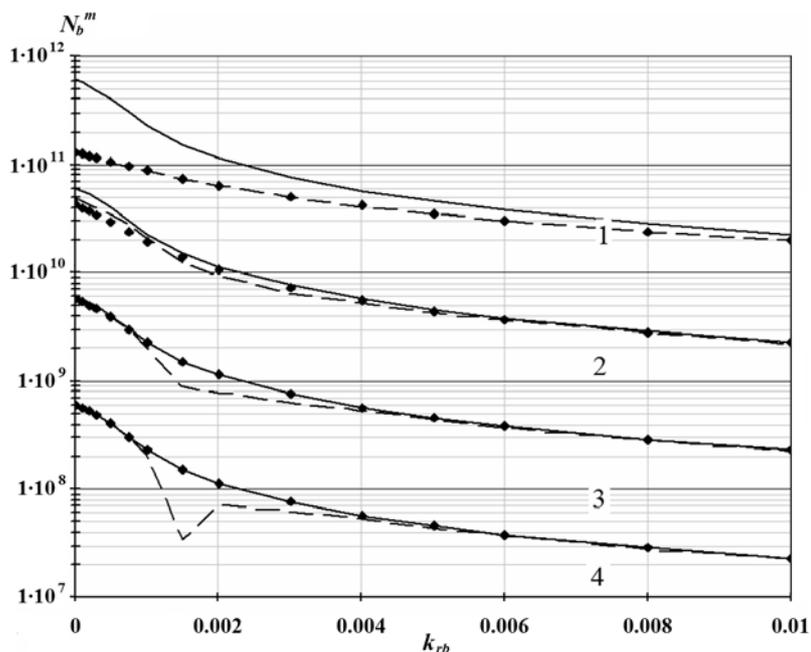


Рис. 4. Численные расчеты (точки) и аналитические оценки (кривые) $N_b^m(k_{rb})$ при значениях $l_b = 10^{-5}$ (кривая 1), 10^{-4} (2), 10^{-3} (3) и 10^{-2} с (4)

На рисунке 3 приведены результаты расчетов максимальной мощности в подкритическом блоке в зависимости от k_{rb} при фиксированной постоянной блока $l_b = 10^{-3}$ с и различных значениях времени жизни в реакторе. Точками обозначены результаты расчетов по модели (7), а кривыми представлены оценки по аналитическим формулам: сплошная кривая 1 рассчитана по формуле (14), штриховые кривые 2 – 4 – по формуле (19).

Как показали расчеты, формула (14) дает хорошую оценку для N_b^m при всех значениях k_{rb} для случаев, когда начальный период разгона системы существенно меньше «временной» постоянной блока ($\varepsilon \ll 1$), что реализуется при быстром спектре нейтронов в реакторе и тепловом спектре нейтронов в блоке. В случае, когда ε соизмеримо или больше единицы (кривые 2 – 4), хорошие результаты дает формула (19).

На рисунке 4 приведены результаты расчетов максимальной мощности блока от k_{rb} при фиксированном $l_r = 1.5 \cdot 10^{-8}$ с и различных значениях «временной» постоянной блока. Точками показаны результаты численного моделирования по модели (7); аналитические оценки выполнены по формулам (14) (сплошные кривые) и (19) (штриховые кривые). Сравнение показывает, что формула (14) дает удовлетворительное (не хуже 20 – 25%) совпадение с численным расчетом при значении $l_b \geq 10^{-4}$ с (кривые 2 – 4). При $l_b < 10^{-4}$ с (кривая 1), когда спектр нейтронов в блоке уже не является тепловым, следует пользоваться формулой (19). Последняя формула в свою очередь дает неудовлетворительные оценки для промежуточной области связанности между блоком и реактором ($k_r^b \approx 1.5 \cdot 10^{-3}$, кривые 3 и 4). Это обусловлено тем, что гауссово приближение к форме реакторного импульса (16) здесь неудовлетворительно (рис. 5).

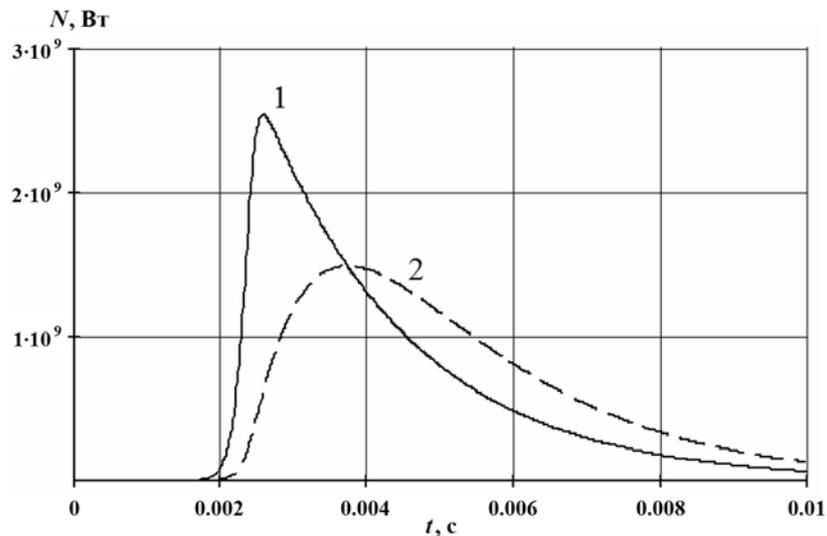


Рис. 5. Импульсы в реакторе (1) и блоке (2) при $l_r = 1.5 \cdot 10^{-8}$ с, $k_{rb} = 1.5 \cdot 10^{-3}$ и $l_b = 10^{-3}$ с

Для исследования применимости аналитических формул в промежуточной области были выполнены расчеты максимальной мощности блока в зависимости от его «временной» постоянной при фиксированном $k_{rb} = 1.5 \cdot 10^{-3}$ и различных значениях l_r (рис. 6). Точками, как и ранее, показаны результаты численного моделирования, а кривыми – оценки по аналитическим формулам (14) (сплошная кривая) и (19) (штриховая кривая). Анализ результатов расчетов подтверждает, что при малых временах жизни нейтронов в реакторе и больших «временных» постоянных блока (когда реализуется условие $\varepsilon \ll 1$) хорошие оценки дает формула (14) (сплошная кривая), а при ε порядка или больше единицы – формула (19).

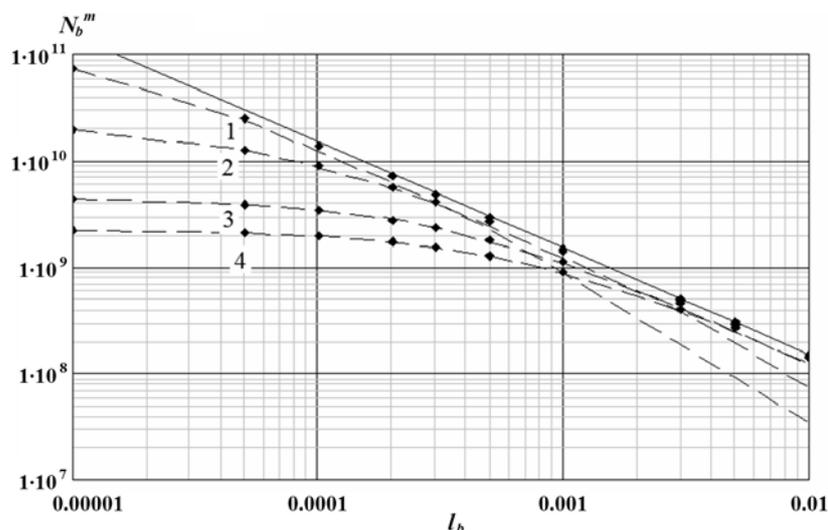


Рис. 6. Численные расчеты (точки) и аналитические оценки (кривые) $N_b^m(l_b)$ при значениях $l_r = 1.5 \cdot 10^{-8}$ (кривая 1); $1 \cdot 10^{-7}$ (2), $5 \cdot 10^{-7}$ (3) и $1 \cdot 10^{-6}$ с (4)

Анализ проведенных расчетов показывает достаточно очевидный результат, что для улучшения характеристик импульса подкритического блока (т.е. одновременное увеличения энергии и максимальной мощности блока при фиксированной энергии импульса в реакторе) необходимо увеличение нулевого момента от функции Грина M_b , уменьшение «временной» постоянной блока l_b и коэффициента влияния k_{rb} . Этого несложно достичь расчетным путем, максимально «развязав» реактор от подкритического блока при $k_{rb} \rightarrow 0$, и весьма трудно реализовать на практике.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Получены аналитические соотношения для оценки энергий и максимальных мощностей импульса в связанной реакторной системе, состоящей из импульсного реактора и подкритического блока. Выполненные расчеты продемонстрировали приемлемую для практики точность. Соотношения пригодны как для систем с быстрым реактором и тепловым подкритическим блоком, так и для систем с близкими спектрами нейтронов.

Полученные аналитические соотношения могут быть полезны при оптимизации энергетических характеристик связанных реакторно-лазерных систем.

Литература

1. Гулевич А.В., Кухарчук О.Ф., Пашин Е.А., Полевой В.Б. Модифицированная модель нейтронной кинетики реакторно-лазерного устройства. Препринт ФЭИ-2264, – Обнинск, 1992. – 20 с.
2. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия. – М.: Энергоатомиздат, 2003. – 360 с.
3. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974. – 493 с.
4. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1976. – 248 с.
5. Гулевич А.В., Кухарчук О.Ф. Аналитические оценки параметров нейтронных импульсов в лазерной системе с накачкой от импульсного реактора // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1996. – №1. – С.37.
6. Ломидзе В.Л. Импульсные ядерные реакторы. – М.: Знание, 1982. – 63 с.
7. Ракитин В.И. Руководство по методам вычислений и приложения MATHCAD. – М.: Физматлит, 2005. – 246 с.
8. Kolesov V.F. Aperiodicheskiye impusnyye reactory [Aperiodic pulsed reactors]. Vol. 1,2. Sarov. FGUP «RFNC-VNIIEF». – 2007. – 553 p. (in Russian).
9. Levakov B.G., Lukin A.V., Magda E.P. Impul'snyye yadernye reactory RFNC-VNIITF [Pulsed

- nuclear reactors of RFNC-VNIITF]. Snezhinsk. RFNC-VNIITF, – 2002. – 608 p. (in Russian).
10. *Avery R.* Theory of coupled reactors. 1958, Proc. of 2nd Int. Conf. on Peaceful Uses of Atomic Energy. Report No.1858.
 11. Coupled Reactor Kinetics. Proc. of National Topical Meeting American Nuclear Society. Ed. C.Chezem, W.Kohler, Texas, 1967.
 12. *Komata M.* On the Derivation of Avery's Coupled Reactor Kinetics Equations // Nucl. Sci. and Eng. – 1968, – Vol. 38. – P. 193.
 13. *Stevenson M., Gage S.* Application of a Coupled Fission Mode Approach to Modular Reactor Kinetics. // J. of Nucl. Ener. – 1970. – Vol. 24. – Iss. 1. – P. 1.
 14. *Thayer G., Miley G., Jones B.* Experimental Studies of Large Amplitude Transients in Weakly Coupled Cores. // Trans. of Amer. Nucl. Soc. – 1972. – Vol. 15. – Iss. 2. – P. 925.
 15. *Thayer G., Miley G., Jones B.* An Experimental Study of Two Coupled Reactors. // Nucl. Techn. – 1975. – Vol. 25. – No. 1. – P. 56.
 16. *Difilippo F., Waldman R.* The Kinetics of a Coupled Two-Core Nuclear reactor. // Nucl. Sci. Engng. – 1976. – Vol. 61. – No. 1. – P.60.
 17. *Кувшинов М.И., Чередник П.Ф., Игнатов И.И.* Экспериментальное исследование связанных систем, содержащих импульсный реактор ИБР и подкритическую сборку. // ВАИТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 1988. – № 2. – С. 3.
 18. *Takezawa H., Obara T., Gulevich A., Kukharchuk O.* Criticality Analysis of Pulse Core and Laser Module Coupled Small Reactor with Low Enriched Uranium. // Progress in Nuclear Energy. – 2008. – Vol. 50. – Iss. 2-6. – P. 304.
 19. *Takezawa H., Obara T.* New approach to space-dependent kinetic analysis by the integral kinetic model. // Nucl. Sci. Eng. – 2012. – Vol. 171. – P. 1.
 20. *Tuya D.; Obara T.* Supercritical kinetic analysis in simplified system of fuel debris using integral kinetic model. // Annals of Nuclear Energy. – 2016. – Vol. 91. – P. 59.

Поступила в редакцию 25.12.2015 г.

Авторы

Гулевич Андрей Владиславович, заместитель директора Отделения ядерных реакторов и топливного цикла, доктор физ.-мат. наук
E-mail: gulevich@ippe.ru.

Кухарчук Олег Филаретович, заместитель генерального директора – директор Отделения космических энергетических систем, доктор физ.-мат. наук
E-mail: kuh@ippe.ru.

Брежнев Андрей Иванович, инженер-исследователь
E-mail: brezhnev@gmail.com

UDC 621.039.5

ANALYTICAL ESTIMATIONS OF PULSE PARAMETERS IN THE MODIFIED INTEGRAL NEUTRON KINETICS MODEL FOR PULSED REACTOR AND SUBCRITICAL BLOCK

Gulevich A.V., Kukharchuk O.F., Brezhnev A.I.

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

ABSTRACT

Application of modified integral neutron kinetic model to calculate principal characteristics of pulsed coupled reactor system consisting of pulsed reactor and subcritical block is discussed. The model is based on the use of respective time-dependent kernels of integral equation for reactor power and space-time Green's function for the subcritical block. It is possible to reduce the set of integral equations

to the set of elementary algebraic and first-order differential equations by using exponential approximation of the kernels and the Green's function.

Approximations of «inertialess» reactivity dumping and jump reactivity boost on prompt neutrons are used as the «reactivity - power» feedback in order to close the mathematical model. This allows integrating corresponding kinetic equations in analytical form notwithstanding the fact that the kinetic equation for reactor is nonlinear.

Analytical relations allowing estimating basic characteristics of the system such as energy and maximum pulse power in the reactor and in the subcritical block with accuracy sufficient in engineering practices were obtained.

The performed calculations showed applicability of the analytical dependences of energy characteristics of the system on the impact coefficient of subcritical block on the reactor, on the lifetime of neutrons in the reactor and on the «time» constant of the block for fixed value of pulse energy in the reactor. The obtained ratio is valid for the reactor within the whole range of variation of system parameters while for the subcritical block it is correct only for the system operated with fast neutron spectrum in the reactor and with thermal neutron spectrum in the subcritical block when the so-called «delta» approximation of the reactor pulse is realized. In the case when such approximation is not valid the «Gaussian» approximation to the shape of the reactor pulse is applied for which more accurate analytical formulas were also obtained for estimation of maximum pulse energy in the block. These formulas depend on the ratio of duration of start-up period of the pulsed coupled reactor system to the value of «time» constant of the subcritical block and are correct for the systems with similar neutron spectra.

The obtained analytical relations can be applied for optimization of parameters of coupled reactor-laser systems.

Key words: neutron kinetics, laser system pumped by nuclear reactor, pulse energy and maximum power.

REFERENCES

1. Gulevich A.V., Kukharchuk O.F., Pashin E.A., Polevoy V.B. Modifitsirovannaya model neytronnoy kinetiki reaktorno-lazernogo ustroystva [A modified model of neutron kinetics of reactor-laser device]. Preprint FJEI-2264, Obninsk, 1992, 20 p. (in Russian).
2. Gulevich A.V., Dyachenko P.P., Zrodnikov A.V., Kukharchuk O.F. Svyazannye reaktornye sistemy impulsnogo deystviya [Pulsed coupled reactor systems]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2003, 360 p. (in Russian).
3. Bell D., Glasstone S. Teoriya yadernyh reaktorov [Nuclear reactor theory]. Moscow. Atomizdat Publ., 1974, 493 p. (in Russian).
4. Shabalin E.P. Impulsnye reaktory na bystrykh neytronah [Pulsed fast neutron reactors]. Moscow. Atomizdat Publ., 1976, 248 p. (in Russian).
5. Gulevich A.V., Kukharchuk O.F. Analiticheskie otsenki parametrov neytronnykh impulsov lazernoj sistemy s nakachkoy ot impulsnogo reaktora [Analytical estimates of neutron pulses parameters in a laser system pumped by a pulsed reactor]. *Izvestia Visshikh Uchebnykh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 1996, no. 1, p. 37 (in Russian).
6. Lomidze V.L. Impulsnye yadernye reaktory [Pulsed nuclear reactors]. Moscow. Znanie Publ., 1982, 63 p. (in Russian).
7. Rakitin V.I. Rukovodstvo po metodam vychislenij i prilozheniya MATHCAD [Calculation methods and MATHCAD application manual]. Moscow. Fizmatlit Publ., 2005, 246 p. (in Russian).
8. Kolesov V.F. Aperiodicheskiye impusnye reaktory [Aperiodic pulsed reactors]. V. 1,2. Sarov. FGUP «RFNC-VNIIEF», 2007, 553 p. (in Russian).
9. Levakov B.G., Lukin A.V., Magda E.P. Impul'snye yadernye reaktory RFNC-VNIITF [Pulsed nuclear reactors of RFNC-VNIITF]. Snezhinsk. RFNC-VNIITF, 2002, 608 p. (in Russian).

10. Avery R. Theory of coupled reactors. 1958, Proc. of 2nd Int. Conf. on Peaceful Uses of Atomic Energy. Report No.1858.
11. Coupled Reactor Kinetics. Proc. of National Topical Meeting American Nuclear Society. Ed. C.Chezem, W.Kohler, Texas, 1967.
12. Komata M. On the Derivation of Avery's Coupled Reactor Kinetics Equations. *Nucl. Sci. and Eng.*, 1968, v. 38, p. 193.
13. Stevenson M., Gage S. Application of a Coupled Fission Mode Approach to Modular Reactor Kinetics. *J. of Nucl. Ener.*, 1970, v. 24, iss. 1, p. 1.
14. Thayer G., Miley G., Jones B. Experimental Studies of Large Amplitude Transients in Weakly Coupled Cores. *Trans. of Amer. Nucl. Soc.*, 1972, v. 15, iss. 2, p. 925.
15. Thayer G., Miley G., Jones B. An Experimental Study of Two Coupled Reactors. *Nucl. Techn.*, 1975, v. 25, no. 1, p. 56.
16. Difilippo F., Waldman R. The Kinetics of a Coupled Two-Core Nuclear reactor. *Nucl. Sci. Engng.*, 1976, v. 61, no. 1, p.60.
17. Kouvshinov M.I., Cherednik P.F., Ignatov I.I. Experimental Investigation of Coupled Systems Containing Pulsed Reactor BIR and Subcritical Assembly]. *Voprosy Atomnoi Nayki i Tekhniki. Ser. Physics of Nuclear Reactors*. 1988, no. 2, p. 3 (in Russian).
18. Takezawa H., Obara T., Gulevich A., Kukharchuk O. Criticality Analysis of Pulse Core and Laser Module Coupled Small Reactor with Low Enriched Uranium. *Progress in Nuclear Energy*. 2008, v. 50, iss. 2-6, p. 304.
19. Takezawa H., Obara T. New approach to space-dependent kinetic analysis by the integral kinetic model. *Nucl. Sci. Eng.* 2012, v. 171, p. 1.
20. Tuya D.; Obara T. Supercritical kinetic analysis in simplified system of fuel debris using integral kinetic model. *Annals of Nuclear Energy*. 2016, v. 91, p. 59.

Authors

Gulevich Andrej Vladislavovich, Deputy Director of Division, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: gulevich@ippe.ru.

Kuharchuk Oleg Filaretovich, Deputy Director General, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: kuh@ippe.ru.

Brezhnev Andrej Ivanovich, Research Engineer

E-mail: brezhand@gmail.com

ВЛИЯНИЕ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ТОПЛИВНОЙ ЗАГРУЗКИ НА РАЗМНОЖАЮЩИЕ И ВОСПРОИЗВОДЯЩИЕ СВОЙСТВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ КЛТ-40С

Д.Ф. Байбаков, А.В. Годовых, И.С. Мартынов, В.Н. Нестеров

Физико-технический институт ФГАОУВО "Национальный исследовательский Томский политехнический университет". 634050 г. Томск, пр. Ленина, 30



Представлена методика определения эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива для реакторной установки КЛТ-40С при рабочих параметрах. Даются основные конструктивные особенности реактора, необходимые для расчета. Показано, что тип воспроизводящих нуклидов практически не влияет на формирование спектра плотности потока нейтронов. Определены вклады каждой группы нейтронов в скорость реакции деления при проектном содержании делящегося нуклида 18,6%. Получены зависимости средних значений макроскопических сечений деления, поглощения для делящихся нуклидов и радиационного захвата для воспроизводящих нуклидов от содержания делящегося нуклида в ядерном топливе. Усреднение сечений проводилось по спектру плотности потока нейтронов.

В результате получены зависимости эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива от содержания делящегося изотопа для различных топливных композиций уранового и ториевого циклов на начало кампании реакторной установки КЛТ-40С. Показано, что с точки зрения эффективного коэффициента размножения при содержании делящегося изотопа свыше 5% наилучший результат у композиции $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$, до 5% – у композиции $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$. С точки зрения коэффициента воспроизводства при содержании делящегося изотопа до 10% наилучший результат у композиции $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$, свыше 10% его значения сравнительно одинаковы для композиций $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$, $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$ и $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$.

Таким образом, наиболее эффективной в начале кампании ядерного топлива является композиция $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ с содержанием нуклида ^{233}U свыше 5% за счет очень высоких значений эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Ключевые слова: реакторная установка КЛТ-40С, эффективный коэффициент размножения, коэффициент воспроизводства, урановый топливный цикл, ториевый топливный цикл.

СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ

В силу огромной по размерам, различной по климатическим условиям и, довольно часто, труднодоступной территории Российская Федерация характеризуется неравномерностью заселения и различным уровнем экономического развития отдельных регионов.

© Д.Ф. Байбаков, А.В. Годовых, И.С. Мартынов, В.Н. Нестеров, 2016

Большие территории находятся вне зоны централизованного электроснабжения, и энергообеспечение этих отдаленных регионов осуществляется автономными источниками на органическом топливе, завоз которого связан с большими затратами, а эксплуатация наносит серьезный экологический ущерб окружающей среде [1–5].

Оценки показывают, что для удаленных труднодоступных районов ядерная энергетика представляет разумную альтернативу традиционной, базирующейся на углеводородном топливе. Сейчас существует несколько проектов (на различной стадии реализации) атомных станций, предназначенных для выработки тепловой и электрической энергии в малоосвоенных районах [6–10].

Для размещенных в отдаленных районах атомных энергоисточников одним из важных для экономичности показателей является время работы до перегрузки топлива, которое характеризуется коэффициентами размножения и воспроизводства, при этом в целях безопасности и нераспространения обогащение топлива должно быть как можно ниже.

В основе проекта разработанной в ОКБМ им. И. И. Африкантова активной зоны каскадного типа реакторной установки (РУ) КЛТ-40С лежит активная зона канального типа ледокольной РУ КЛТ-40, показавшей свою надежность [11].

РУ КЛТ-40С входит в состав плавучего энергетического блока (ПЭБ) атомной теплоэлектростанции малой мощности (АТЭС ММ), предназначенной для снабжения труднодоступных районов страны тепловой и электрической энергией.

На данный момент кампания РУ составляет 2,5 – 3 года, что отрицательно сказывается на экономических показателях АТЭС ММ. Одним из возможных решений для увеличения как глубины выгорания ядерного топлива, так и длительности кампании при проектном значении мощности реакторной установки является использование топливной композиции с высокими эффективными коэффициентом размножения нейтронов (далее – коэффициент размножения, $k_{эфф}$) и коэффициентом воспроизводства (КВ) ядерного топлива. Поэтому в работе поставлена цель разработать методику определения эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива для реакторной установки КЛТ-40С при рабочих параметрах.

В статье оцениваются $k_{эфф}$ и КВ при использовании топливных композиций с различными делящимися и воспроизводящими нуклидами без изменения внешнего диаметра тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) и конструкции тепловыделяющих сборок (ТВС) в целом.

ОЦЕНКА КОЭФФИЦИЕНТОВ РАЗМНОЖЕНИЯ И ВОСПРОИЗВОДСТВА ПРИ РАЗЛИЧНОМ НУКЛИДНОМ СОСТАВЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РУ КЛТ-40С

Для оценки КВ на начало кампании ядерного топлива использовалось определение коэффициента воспроизводства как отношения скорости образования делящихся ядер к скорости их выгорания [12]:

$$КВ = \bar{\Sigma}_c^B / \bar{\Sigma}_a^A, \quad (1)$$

где в числителе – усредненные по спектру значения макросечений радиационного захвата нейтронов воспроизводящими нуклидами, а в знаменателе – усредненные по спектру значения макросечений поглощения нейтронов делящимися нуклидами:

$$\bar{\Sigma}_c^B = \sum_{i=1}^I \Sigma_c^{B_i} \cdot \delta^i, \quad (2)$$

$$\bar{\Sigma}_a^A = \sum_{i=1}^I \Sigma_a^{A_i} \cdot \delta^i. \quad (3)$$

Здесь $\Sigma_c^{B_i}$, $\Sigma_a^{A_i}$ – макросечения для i -ой группы нейтронов, радиационного захвата

воспроизводящего нуклида и поглощения делящегося нуклида соответственно, см⁻¹; δ^i – доля плотности потока i -ой группы нейтронов:

$$\delta^i = \Phi_i / \sum_{k=1}^I \Phi_k. \quad (4)$$

Для оценки $k_{эфф}$ использовались соотношения

$$k_{эфф} = \overline{v_f \cdot \Sigma_f} / (\overline{\Sigma_a} + D \cdot B^2), \quad (5)$$

$$\overline{v_f \cdot \Sigma_f} = \sum_{i=1}^I v_f^i \cdot \Sigma_f^i \cdot \delta^i, \quad (6)$$

где v_f^i – среднее число нейтронов на акт деления в i -ой группе нейтронов; Σ_f^i – макроскопическое сечение деления для нейтронов i -ой группы, см⁻¹.

$$\overline{\Sigma_a} = \sum_{i=1}^I \Sigma_a^i \cdot \delta^i, \quad (7)$$

где Σ_a^i – макроскопическое сечение поглощения для нейтронов i -ой группы, см⁻¹.

$$D \cdot B^2 = \sum_{i=1}^I D^i \cdot B_i^2 \cdot \delta^i, \quad (8)$$

где D^i – коэффициент диффузии нейтронов i -ой группы, см; B_i^2 – геометрический параметр для нейтронов i -ой группы, см⁻².

Для определения δ^i с помощью многогруппового метода решалась система из односкоростных кинетических уравнений баланса нейтронов в диффузионно-возрастном приближении (стационарная задача) [13, 14]:

$$-D^i B_i^2 \Phi^i - \Sigma_a^i \Phi^i - \sum_{k=i+1}^I \Sigma_R^{i \rightarrow k} \cdot \Phi^k + \sum_{k=1}^{I-1} \Sigma_R^{k \rightarrow i} \cdot \Phi^k + \varepsilon^i \sum_{k=1}^I v_f^k \cdot \Sigma_f^k \cdot \Phi^k = 0, \quad (9)$$

где i – номер рассматриваемой группы нейтронов (всего групп $I = 26$); k – номер группы нейтронов; Φ^i, Φ^k – плотности потоков нейтронов в группах i и k , см⁻²с⁻¹; $\Sigma_R^{i \rightarrow k}, \Sigma_R^{k \rightarrow i}$ – макроскопические сечения перехода нейтронов из i -ой в нижележащую k -ую и, соответственно, из вышележащей k -ой в рассматриваемую i -ую группу, см⁻¹; ε^i – вероятность для нейтрона деления попасть непосредственно в i -ую группу.

Система уравнений решалась итерационным способом. Для i -ой группы на j -ой итерации

$$\Phi_j^i = \frac{\varepsilon^i \cdot \sum_{\substack{k=1 \\ k \neq i}}^I v_f^k \cdot \Sigma_f^k \cdot \Phi_{j-1}^k + \sum_{k=1}^{I-1} \Sigma_R^{k \rightarrow i} \cdot \Phi_j^k}{D^i B_i^2 + \Sigma_a^i + \sum_{k=i+1}^I \Sigma_R^{i \rightarrow k} - \varepsilon^i v_f^i \cdot \Sigma_f^i}. \quad (10)$$

Для начала итерационного процесса на нулевой итерации число нейтронов, образующихся во втором поколении при делении ядер всеми нейтронами первого поколения, задавалось равным единице:

$$\sum_{k=1}^I v_f^k \cdot \Sigma_f^k \cdot \Phi^k = 1. \quad (11)$$

Тогда для плотности потока нейтронов на нулевой итерации

$$\Phi_0^i = \frac{\varepsilon^i + \sum_{k=1}^{I-1} \Sigma_R^{k \rightarrow i} \cdot \Phi_0^k}{D^i B_i^2 + \Sigma_a^i + \sum_{k=i+1}^I \Sigma_R^{i \rightarrow k}}. \quad (12)$$

Расчет проводился для реакторной установки при рабочей температуре с учетом поправочных коэффициентов резонансной самоэкранировки в зависимости от температуры среды [14] и поправок на температуру нейтронного газа для тепловой группы [12, 15]:

$$\sigma_n = \sigma_n(293,6) \cdot \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot \sqrt{\frac{293,6}{T_{н.г.}}} \cdot f_n, \quad (13)$$

где $\sigma_n(293,6)$ – микроскопическое сечение n -го процесса при температуре 293,6 К; f_n – поправочный коэффициент резонансной самоэкранировки; $T_{н.г.}$ – температура нейтронного газа, К:

$$T_{н.г.} = T_0 \cdot \left(1 + 1,4 \frac{\Sigma_a(T_0)}{\xi \cdot \Sigma_{s6}} \right), \quad (14)$$

где $\Sigma_a(T_0)$ – макроскопическое сечение поглощения гомогенизированной среды активной зоны, соответствующее средней температуре среды (T_0), для тепловой группы нейтронов, см^{-1} ; $\xi \cdot \Sigma_{s6}$ – замедляющая способность среды при энергии нейтронов ~ 1 эВ, см^{-1} .

Значение средней температуры среды определяется по соотношению

$$T_0 = \sum_m T_{0m} \cdot \frac{\xi \cdot \Sigma_{s6m}}{\xi \cdot \Sigma_{s6}}, \quad (15)$$

где T_{0m} – температура m -го вещества, К; $\xi \cdot \Sigma_{s6m}$ – замедляющая способность m -го вещества, см^{-1} .

Для делящихся нуклидов (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu) в тепловой группе учитывались g -факторы Весткотта [12].

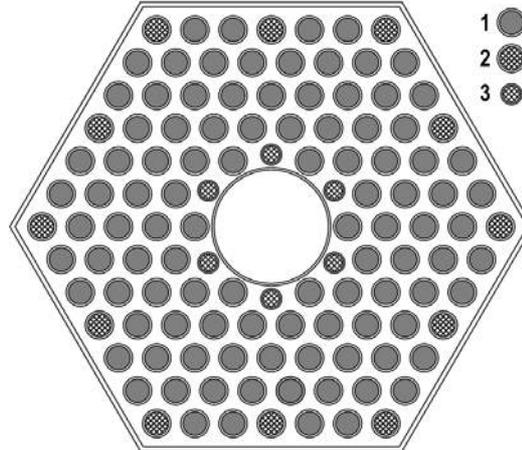


Рис. 1. Расчетная модель ТВС РУ КЛТ-40С: 1 – твэл; 2 – СВП или РИН (внешний диаметр 6,2 мм); 3 – СВП или РИН (внешний диаметр 4,6 мм)

Активная зона сформирована из 121 гексагональных ТВС, которые расположены в узлах правильной треугольной решетки с шагом 100 мм. ТВС активной зоны включает в себя 127 посадочных мест, состоит из пучка твэлов и стержневых выгорающих поглотителей (СВП), которые размещены в узлах правильной треугольной решетки с шагом 8,35 мм внутри циркониевого шестигранного чехла с размером под ключ 99 мм и толщиной 1 мм (рис. 1). В центре ТВС на месте семи центральных ячеек находится внутренний цилиндрический кожух с диаметром 26 мм и толщиной 0,5 мм, в котором перемещается поглощающий стержень кластера РО СУЗ. В кассете предусмотрены 18 ячеек, содержащих СВП на основе гадолия и рабочие источники нейтронов (РИН) из окиси

бериллия. 12 СВП или РИН вблизи межкассетного зазора имеют внешний диаметр 6,2 мм, остальные шесть СВП или РИН вблизи внутреннего кожуха характеризуются пониженным внешним диаметром – 4,6 мм. При расчете СВП и РИН не учитывались.

Внешний диаметр твэла составляет 6,2 мм, толщина оболочки твэла – 0,5 мм, материалом оболочки является сплав Э-635. В твэле размещена топливная композиция дисперсионного типа – частицы оксида топлива в силуминовой матрице (для расчета силумин представлен алюминием с 10% кремния), длина топливного столба (активной зоны) 130 см [16, 17].

При расчете активная зона представлялась набранной из эквивалентных ячеек, имеющих одинаковый состав, размеры и водно-топливное отношение. Данные для расчета сведены в табл. 1.

Таблица 1

Данные, используемые при расчете КВ РУ КЛТ-40С

Характеристика	Значение
Эквивалентный диаметр активной зоны, мм	1155
Тип топлива	Оксид в силуминовой матрице
Обогащение топлива по делящемуся нуклиду, %	18,6
Материал оболочки	Zr + 1% Nb
Давление первого контура, МПа	12,7
Температура первого контура, °С на входе в активную зону на выходе из активной зоны	316 280
Температура оболочки твэла, °С	327
Температура топлива, °С	377
Размер ТВС «под ключ», мм	97
Высота ТВС, мм	1300
Толщина гексагонального чехла, мм	1
Количество твэлов в ТВС, шт.	102
Диаметр твэла, мм	6,2
Толщина оболочки твэла, мм	0,5
Число СВП или РИН с внешним диаметром 6,2 мм	12
Число СВП или РИН с внешним диаметром 4,6 мм	6
Диаметр внутреннего цилиндрического кожуха, мм	26
Толщина внутреннего цилиндрического кожуха, мм	0,5
Диаметр топливного блока, мм	5,2
Плотность топлива в сердечнике твэла, г/см ³	4,5
Водо-урановое отношение	1,3

Были рассмотрены четыре варианта топливной композиции в силуминовой матрице: $(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2$; $(^{232}\text{Th}+^{235}\text{U})\text{O}_2$; $(^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu})\text{O}_2$; $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$.

В каждом варианте принято проектное содержание делящегося нуклида 18,6 %.

На рисунке 2 представлены распределения плотностей потоков нейтронов по группам. Сечение поглощения тепловых и надтепловых нейтронов у ^{239}Pu гораздо больше, чем у ^{233}U и ^{235}U , при этом число вторичных нейтронов у плутония также велико, поэтому доля тепловых нейтронов в топливе с ^{239}Pu небольшая по сравнению с топли-

вом, содержащим изотопы урана.

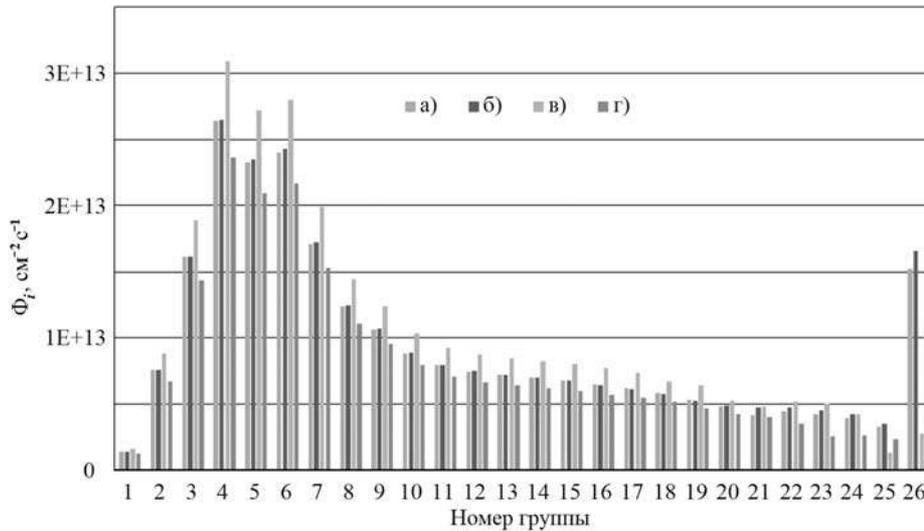


Рис. 2. Распределение плотности потока нейтронов в активной зоне по группам при проектном содержании делящегося нуклида 18,6% в абсолютных единицах: а) $^{238}\text{U} + ^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U} + ^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$

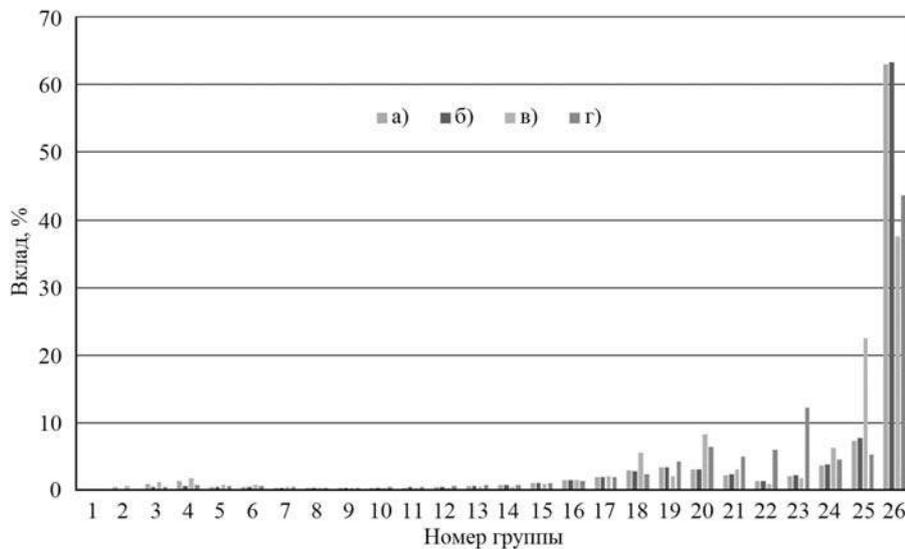


Рис. 3. Вклады i -ой группы нейтронов в скорость реакции деления при проектном содержании делящегося нуклида 18,6%: а) $^{238}\text{U} + ^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U} + ^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$

Из рисунка видно, что тип воспроизводящих нуклидов практически не влияет на форму распределения плотности потока нейтронов.

В силу высокого значения сечения поглощения ^{233}U в группах 22 – 26 топливо с данным нуклидом характеризуется меньшей плотностью потока нейтронов по сравнению с топливом, содержащим ^{235}U . Число вторичных нейтронов, сечение поглощения тепловых нейтронов ^{239}Pu велики, и для 25-ой группы нейтронов выше, чем для тепловой, что приводит к большим плотностям потоков нейтронов в быстрой и промежуточной областях энергии нейтронов и малым значениям плотностей потока нейтронов в 25-ой и 26-ой группах.

На рисунке 3 показан вклад каждой группы нейтронов в скорость реакции деления ядер топлива. Можно заметить, что для ^{235}U основная доля делений происходит на теп-

ловых нейтронов. Для ^{233}U и ^{239}Pu помимо деления тепловыми нейтронами достаточно высок и вклад в резонансной области энергий.

В результате расчета получены коэффициенты размножения и воспроизводства для различных вариантов топливной композиции (табл. 2) с проектным содержанием делящегося нуклида.

Таблица 2

Значения $k_{эфф}$ и КВ для различных топливных композиций РУ КЛТ-40С с одинаковым содержанием делящегося нуклида 18,6% на начало кампании ядерного топлива

Вариант топлива	$k_{эфф}$	КВ	$\Sigma_c^{воспр}, \text{см}^{-1}$	$\Sigma_a^{дел}, \text{см}^{-1}$	$\Sigma_f^{дел}, \text{см}^{-1}$
$^{238}\text{U} + ^{235}\text{U}$	1,334	0,159	0,00272	0,01724	0,01322
$^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$	1,333	0,150	0,00261	0,01744	0,01337
$^{238}\text{U} + ^{239}\text{Pu}$	1,313	0,138	0,00267	0,01938	0,01180
$^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$	1,576	0,137	0,00253	0,01856	0,01601

При замене воспроизводящего нуклида $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$ на $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$ происходит снижение показателей $k_{эфф}$ за счет того, что ^{232}Th хуже делится быстрыми нейтронами из-за более высокой, чем у ^{238}U , пороговой энергии деления. При этом КВ снижается из-за одновременного увеличения выгорания ^{235}U (рис. 4) и уменьшения радиационного захвата воспроизводящими ядрами (рис. 5).

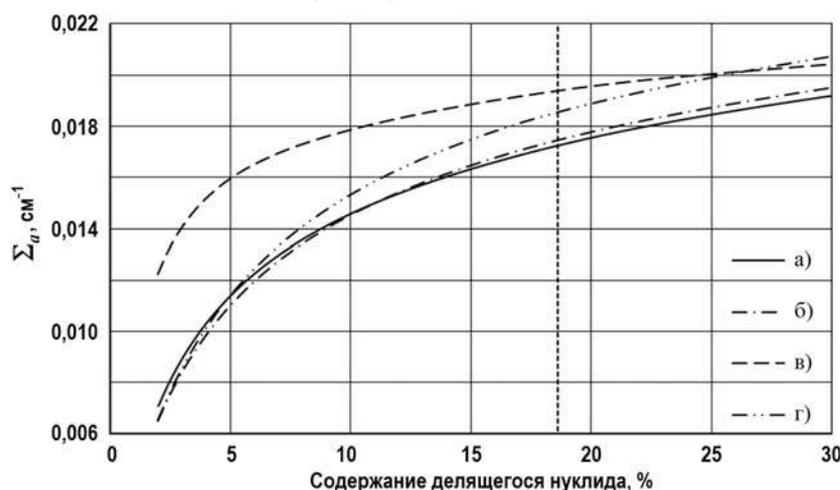


Рис. 4. Зависимость среднего макросечения поглощения делящегося нуклида от содержания делящегося нуклида: а) $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$; штриховая вертикаль – значение проектного содержания делящегося нуклида 18,6%

У композиции $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$ самый низкий $k_{эфф}$ из представленных в силу того, что ^{239}Pu выгорает сильнее других делящихся нуклидов, при этом он обладает наименьшей эффективностью деления (σ_f/σ_a). Значение КВ сопоставимо с загрузкой $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$, так как число вторичных нейтронов при делении у ^{239}Pu большое, что положительно сказывается на скорости образования нового ^{239}Pu .

При использовании $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ значение $k_{эфф}$ наибольшее, так как у ^{233}U наибольшие скорость и эффективность деления (рис. б). При этом значение КВ наименьшее в силу большой скорости выгорания ^{233}U при низкой скорости наработки нового ^{233}U в силу жесткости спектра.

При уменьшении содержания делящегося нуклида доля тепловых нейтронов в спектре увеличивается. Сечение радиационного захвата тепловых нейтронов у тория выше,

чем у урана, поэтому наработка нового топлива из тория увеличивается быстрее. К тому же поправочные коэффициенты на резонансную самоэкранировку оказывают большее влияние на уран, уменьшая его среднее сечение радиационного захвата [18, 19].

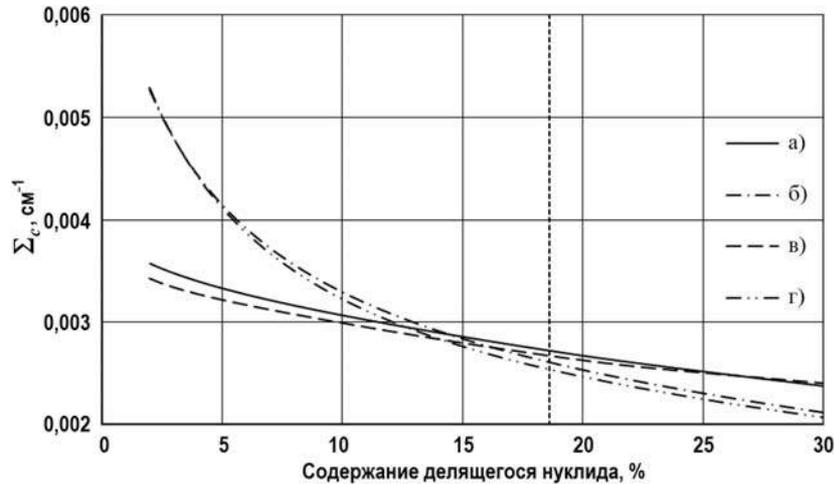


Рис. 5. Зависимость среднего макросечения радиационного захвата воспроизводящего нуклида от содержания делящегося нуклида: а) $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$; штриховая вертикаль – значение проектного содержания делящегося нуклида 18,6%

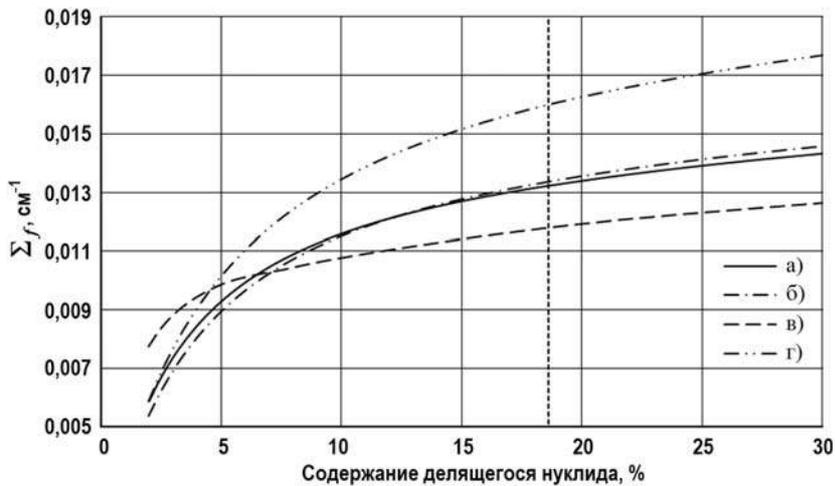


Рис. 6. Зависимость среднего макросечения деления делящегося нуклида от содержания делящегося нуклида: а) $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$; штриховая вертикаль – значение проектного содержания делящегося нуклида 18,6%

С одной стороны, увеличение содержания делящегося нуклида повышает сечение деления, но с другой – увеличивает сечение поглощения, существенно снижая плотность потока нейтронов. В итоге рост значения макроскопического сечения деления с увеличением содержания делящегося нуклида замедляется. На рисунках 7 и 8 приведены зависимости K_B и $k_{эфф}$ от содержания делящегося нуклида соответственно.

При содержании делящегося нуклида свыше 15% K_B сравним для различных композиций, так как скорости наработки нового топлива и выгорания загруженного нуклида меняются незначительно. Заметные отличия в воспроизводящих способностях для различных вариантов топлива наблюдаются при содержании делящегося нуклида до 15%. При этом наивысшим K_B характеризуются варианты торий-уранового ядерного топливного цикла. При уменьшении содержания делящегося нуклида топлива скорости выго-

рания делящихся нуклидов ^{235}U и ^{233}U уменьшаются, а наработка нового топлива из тория увеличивается быстрее, чем из урана. Существенное влияние тория связано с увеличением доли тепловых нейтронов в спектре, а сечение радиационного захвата тепловых нейтронов у тория выше, чем у урана [20].

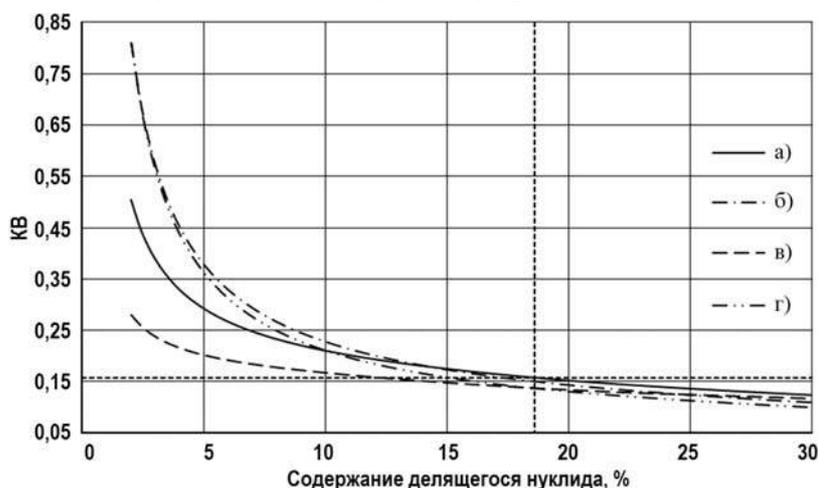


Рис. 7. Зависимость KB от содержания делящегося нуклида для различных топливных композиций РУ КЛТ-40С на начало кампании ядерного топлива: а) $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$; штриховая вертикаль – значение проектного содержания делящегося нуклида 18,6%; штриховая горизонталь – значение KB = 0,159, соответствующее проектным типу и содержанию делящегося нуклида

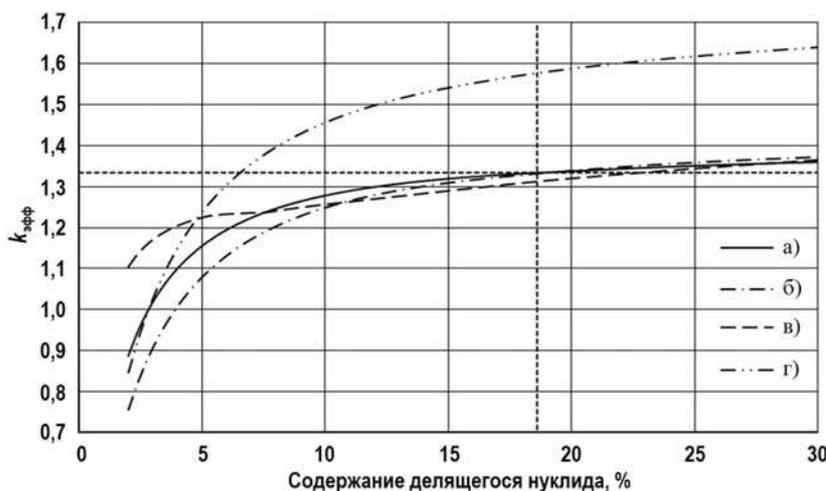


Рис. 8. Зависимость $k_{\text{эфф}}$ от содержания делящегося нуклида для различных топливных композиций РУ КЛТ-40С на начало кампании ядерного топлива: а) $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$; б) $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$; в) $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$; г) $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$; штриховая вертикаль – значение проектного содержания делящегося нуклида 18,6%; штриховая горизонталь – значение $k_{\text{эфф}} = 1,33360$, соответствующее проектным типу и содержанию делящегося нуклида

При содержании делящегося нуклида свыше 10% значение $k_{\text{эфф}}$ для композиций с ^{235}U и ^{239}Pu растет незначительно с увеличением значения содержания. При снижении содержания делящегося нуклида $k_{\text{эфф}}$ уменьшается, причем для ^{239}Pu с гораздо меньшей скоростью из-за влияния g -фактора Весткотта. Для ^{233}U при увеличении его доли в топливной композиции значение $k_{\text{эфф}}$ быстро нарастает и при содержании делящегося нуклида свыше 5% становится значительно больше, чем в вариантах с ^{235}U и ^{239}Pu . Такие высокие размножающие способности ^{233}U обусловлены высокими значениями скорости и эффективности деления.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана методика, позволяющая определить значения эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива для реакторной установки КЛТ-40С при рабочих параметрах.

Результаты расчетов показывают, что при содержании делящегося нуклида до 10% наибольший КВ у ториевого топлива, а при большем значении содержания – у уранового. При содержании делящегося нуклида до 5% наивысшее значение $k_{эфф}$ и, следовательно, запаса реактивности у топлива $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$, но при большем значении содержания у композиции $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ $k_{эфф}$ значительно выше, чем у других композиций. Таким образом, наиболее эффективной в начале кампании ядерного топлива является топливная композиция $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ с содержанием делящегося нуклида свыше 5%.

Для более детального анализа выбора топливной композиции для РУ КЛТ-40С необходимо определить зависимости $k_{эфф}$ и КВ от времени эксплуатации ядерного топлива с определением глубины выгорания и длительности кампании ядерного топлива.

Литература

1. Алексеев П.Н., Удянский Ю.Н., Субботин С.А., Щепетина Т.Д. Задачи атомных станций малой мощности в энергообеспечении // Атомная энергия. – 2007. – Т. 102. – № 4. – С. 203–208.
2. Саркисов А.А. Новое направление развития – ядерная энергетика малой мощности. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. – № 5. – С. 243–245.
3. Сидоренко В.А. Задачи, проблемы и возможности создания ядерной энергетической малой мощности. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 246–249.
4. Андреева-Андреевская Л.Н., Кузнецов В.П. Транспортабельные ядерные энергетические установки в международном проекте ИНПРО. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 273–276.
5. Драгунов Ю.Г., Шишкин В.А., Гречко Г.И., Гольцов Е.Н. Малая ядерная энергетика: задачи и ответы. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. – № 5. – С. 294–297.
6. Lee K.-H., Kim M.-G, Lee J.I., Lee P.-S. Recent advances in Ocean Nuclear Power Plants. // Energies. – 2015. – Vol. 8. – № 10. – PP. 11470–11492.
7. Ishekov A.G., Klinov D.A., Smirnova L.S., Subbotin S.A., Shchepetina T.D. Analysis of the cost-effectiveness of low-capacity nuclear power plants. // Atomic Energy – 2007. – Vol. 102. – № 6. – PP. 409–415.
8. Carelli M.D., Petrovic B., Mycoff C.W., Trueco P., Ricotti, M.E., Locatelli G. Smaller sized reactors can be economically attractive. // Societe Francaise d’Energie Nucleaire – International Congress on Advances in Nuclear Power Plants – ICAPP 2007, “The Nuclear Renaissance at Work”. – 2008. – Vol. 5. – PP. 3140–3145.
9. Kostin V.I., Panov Yu.K., Polunichiev V.I., Shamanin I.E. Floating power-generating unit with a KLT-40S reactor system for desalinating sea water. // Atomic Energy. – 2007. – Vol. 102. – № 1. – PP. 31–35.
10. Belyayev V., Leontyev K. Reactor out to sea. // Nuclear Engineering International. – 2004. – Vol. 49. – № 594. – PP. 18–20.
11. Makarov V.I., Pologikh B.G., Khlopkin N.S., Mitenkov F.M., Panov Yu.K., Polunichiev V.I., Yakovlev O.A. Experience in building and operating reactor systems for civilian ships. // Atomic Energy – 2001. – Vol. 89. – № 3. – PP. 691–700.
12. Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байбаков В.Д., Алтухов М.С. / Под ред. Г.А. Батя. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. – М.: Энергоиздат, 1982. – 511с.
13. Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем. // Известия вузов. Физика. – 2010. – Т. 53. – № 11. – С. 10–14.
14. Абагян Л.П., Базаянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1964. – 139 с.
15. Ганев И.Х. Физика и расчет реактора. / Под общ. ред. Н.А. Доллежала. – 2-е изд., пере-

раб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1992. – 496 с.

16. *Ватулин А.В., Ершов С. А., Кулаков Г. В., Морозов А. В.* Разработка твэлов активных зон плавучих энергоблоков (ПЭБ) и атомных станций малой мощности (АСММ): состояние и перспективы. // Доклад на VII Российской конференции по реакторному материаловедению. Дмитровград, 2003.

17. *Kulakov G.V., Vatulin A.V., Ershov S.A., Konovalov Y.V., Morozov A.V., Sorokin V.I., Fedotov V.V., Shishin V.Y., Ovchinnikov V.A.* Particulars of the Behavior Under Irradiation of Dispersion Fuel Elements with the Uranium Dioxide + Aluminum Alloy Fuel Composition. // Atomic Energy – 2015. – Vol. 117. – № 4. – PP. 251–256.

18. *Шаманин И.В., Беденко С.В., Годовых А.В.* Влияние тонкой структуры резонансной области поглощения нейтронов ядрами ^{232}Th и ^{238}U на эффективность использования ядерного топлива // Известия вузов. Физика. – 2012 – Т. 55 – №. 11/2 – С. 367–372.

19. *Шаманин И.В., Беденко С.В., Губайдулин И.М.* Внутренний блок-эффект в уран- и торийсодержащих размножающих системах // Известия вузов. Физика. – 2013 – Т. 56 – №. 11/2. – С. 59–66.

20. *Shamanin I., Bedenko S., Gubaydulin I.* Advantages of thorium nuclear fuel for thermal-neutron reactor. // Advanced Materials Research. – 2015. – Vol. 1084. – PP. 275–279.

Поступила в редакцию 07.12.2015 г.

Авторы

Байбаков Денис Федорович, бакалавр

E-mail: bibimoogle@gmail.com;

Годовых Алексей Валерьевич, старший преподаватель

E-mail: godovukhAV@mail.ru;

Мартынов Игорь Сергеевич, магистр

E-mail: Martynov_is92@mail.ru;

Нестеров Владимир Николаевич, доцент

E-mail: nesterov@tpu.ru.

UDC 621.039.543

THE DEPENDENCE OF THE NUCLIDE COMPOSITION OF THE FUEL CORE LOADING FROM MULTIPLYING AND BREEDING PROPERTIES OF THE NUCLEAR FACILITY KLT-40S

Baybakov D.F., Godovykh A.V., Martynov I.S., Nesterov V.N.

National Research Tomsk Polytechnic University, Institute of Physics and Technologies. 30 Lenin Avenue, Tomsk, 634050 Russia

ABSTRACT

The paper describes a method of determining the effective neutron multiplication factor and the factor of reproduction of nuclear fuel for KLT-40S in the operating parameters.

The main design features of the reactor necessary for the calculation. It is shown that the type of reproducing nuclides has virtually no effect on the formation of the spectrum of the neutron flux density. The contributions of each group of neutrons in the fission reaction rate at the design fissile nuclide content of 18.6%. The dependence of the average values of the macroscopic fission cross-sections, for the absorption of fissile nuclides and radiation capture nuclides to reproduce the content of the fissile nuclide in nuclear fuel. Averaging carried out on sections of the spectrum of the neutron flux density.

As a result, obtained according to the effective neutron multiplication factor and

the coefficient of the nuclear fuel reproduction of the content of the fissile isotope for different fuel compositions of uranium and thorium cycles at the beginning of the campaign KLT-40S.

It is shown that in terms of the effective multiplication factor when the content of the fissile isotope than 5% the best result of the composition $^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$, 5% – of the composition $^{238}\text{U} + ^{239}\text{Pu}$.

From the point of view of the reproduction rate while the content of the fissile isotope to 10% of the best results in the composition $^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$, over 10% of its value is relatively the same for compositions $^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$, $^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U}$ and $^{238}\text{U} + ^{235}\text{U}$.

Thus, the most effective in the beginning of the campaign is the fuel composition $^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U}$ to ^{233}U nuclide content of more than 5% due to very high values of the effective neutron multiplication factor.

Key words: KLT-40S, the effective multiplication factor, reproduction rate, the uranium fuel cycle, thorium fuel cycle.

REFERENCES

1. Alekseev P.N., Udyansky Y.N., Subbotin S.A., Shchepetina T.D. Zadachi atomnyh stancij maloj moshhnosti v jenergoobespechenii [Tasks small nuclear power plants in power supply]. *Atomnaya energiya*. 2007, v. 102, no. 4, pp. 203–208 (in Russian).
2. Sarkisov A.A. Novoe napravlenie razvitija – jadernaja jenergetika maloj moshhnosti [The new direction of development – low power nuclear power industry]. *Atomnaya energiya*. 2011, v. 111, no. 5, pp. 243–245 (in Russian).
3. Sidorenko V.A. Zadachi, problemy i vozmozhnosti sozdaniya jadernoj jenergetiki maloj moshhnosti [Problems, challenges and opportunities of creating small nuclear power plants]. *Atomnaya energiya*. 2011, v. 111, no. 5, pp. 246–249 (in Russian).
4. Andreeva-Andrievskaja L.N., Kuznecov V.P. Transportabel'nye jadernye jenergeticheskie ustanovki v mezhdunarodnom proekte INPRO [Transportable nuclear power plants in the international project INPRO]. *Atomnaya energiya*. 2011, v. 111, no. 5, pp. 273–276 (in Russian).
5. Dragunov Ju.G., Shishkin V.A., Grechko G.I., Gol'cov E.N. Malaja jadernaja jenergetika: zada-chi i otvety [Nuclear industry of small power: challenges and responses]. *Atomnaya energiya*. 2011, v. 111, no. 5, pp. 294–297 (in Russian).
6. Lee K.-H., Kim M.-G, Lee J.I., Lee P.-S. Recent advances in Ocean Nuclear Power Plants. *Energies*. 2015, v. 8, no. 10, pp. 11470–11492.
7. Ishekov A.G., Klinov D.A., Smirnova L.S., Subbotin S.A., Shchepetina T.D. Analysis of the cost-effectiveness of low-capacity nuclear power plants. *Atomic Energy*. 2007, v. 102, no. 6, pp. 409–415.
8. Carelli M.D., Petrovic B., Mycoff C.W., Trueco P., Ricotti, M.E., Locatelli G. Smaller sized reactors can be economically attractive. Societe Francaise d'Energie Nucleaire – International Congress on Advances in Nuclear Power Plants – ICAPP 2007, "The Nuclear Renaissance at Work". 2008, v. 5, pp. 3140–3145.
9. Kostin V.I., Panov Yu.K., Polunichev V.I., Shamanin I.E. Floating power-generating unit with a KLT-40S reactor system for desalinating sea water. *Atomic Energy*. 2007, v. 102, no. 1, pp. 31–35.
10. Belyayev V., Leontyev K. Reactor out to sea. *Nuclear Engineering International*. 2004, v. 49, no. 594, pp. 18–20.
11. Makarov V.I., Pologikh B.G., Khlopkin N.S., Mitenkov F.M., Panov Yu.K., Polunichev V.I., Yakovlev O.A. Experience in building and operating reactor systems for civilian ships. *Atomic Energy*. 2001, v. 89, no. 3, pp. 691–700.
12. Bartolomej G.G., Bat' G.A., Bajbakov V.D., Altuhov M.S. Pod red. Batja G.A. Osnovy teorii i metody rascheta jadernyh jenergeticheskikh reaktorov. [Basic theory and methods for calculation of nuclear power reactors]. Moscow. Energoizdat Publ., 1982. 511 p. (in Russian).
13. Golovackij A.V., Nesterov V.N., Shamanin I.V. Organizacija iteracionnogo processa pri chislennom vosstanovlenii spektra nejtronov v razmnozhajushhej sisteme s grafitovym zamedlitem [Organization of the iterative process for the numerical reconstruction of the

spectrum of neutrons in multiplying system with graphite-moderated]. *Izvestija vuzov. Fizika*. 2010, v. 53, no. 11, pp. 10–14 (in Russian).

14. Abagyan L.P., Bazazyants N.O., Bondarenko I.I., Nikolaev M.N. Gruppyvye konstanty dlja raschjota jadernyh reaktorov [Group constants for calculating nuclear reactors]. Moscow. Atomizdat Publ., 1964. 139 p. (in Russian).

15. Ganev I.H. Fizika i raschet reaktora. Under the total. Ed. Dollezhal N.A. [Physics and reactor calculation: Textbook for universities. – 2nd ed.]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1992. 496 p. (in Russian).

16. Vatulin A.V. Razrabotka aktivnyh zon plavuchih jenergoblokov (PJeB) i atomnyh stancij maloj moshhnosti (ASMM): sostojanie i perspektivy [The development of the active zones of floating power unit and the nuclear power station (LCNPP): Status and Prospects]. Dimitrovgrad, 7-th Russian Conference on Reactor Materials, 2003 (in Russian).

17. Kulakov G.V., Vatulin A.V., Ershov S.A., Konovalov Y.V., Morozov A.V., Sorokin V.I., Fedotov V.V., Shishin V.Y., Ovchinnikov V.A. Particulars of the Behavior Under Irradiation of Dispersion Fuel Elements with the Uranium Dioxide + Aluminum Alloy Fuel Composition. *Atomic Energy*. 2015, v. 117, no. 4, pp. 251–256.

18. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Godovykh A.V. Vlijanie tonkoj struktury rezonansnoj oblasti pogloshhenija nejtronov jadrami ^{232}Th i ^{238}U na jeffektivnost' ispol'zovanija jadernogo topliva [Influence of the fine structure of the resonance region of the absorption of neutrons by nuclei ^{232}Th and ^{238}U in the efficient use of fuel]. *Izvestiya vuzov. Fizika*. 2012, v. 55, no. 11/2, pp. 367–372 (in Russian).

19. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Gubaydulin I.M. Vnutrennij blok-jeffekt v uran- i torijsoderzhashhij razmnozhajushhij sistemah [Inner block effect in uranium and thorium breeder system]. *Izvestiya vuzov. Fizika*. 2013, v. 56, no. 11/2, pp. 59–66 (in Russian).

20. Shamanin I., Bedenko S., Gubaydulin I. Advantages of thorium nuclear fuel for thermal-neutron reactor. *Advanced Materials Research*. 2015, v. 1084, pp. 275–279.

Authors

Baybakov Denis Fyodorovich, Bachelor

E-mail: bibimoogle@gmail.com;

Godovykh Alexei Valerievich, Senior Lecturer

E-mail: godovukhAV@mail.ru;

Martynov Igor' Sergeevich, Undergraduate

E-mail: Martynov_is92@mail.ru;

Nesterov Vladimir Nikolaevich, Assistant Professor

E-mail: nesterov@tpu.ru.

О ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ НИТРИДНОГО И МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТОПЛИВА В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА МБИР

**В.А. Елисеев, Л.В. Коробейникова, П.А. Маслов, И.В. Малышева,
В.И. Матвеев, И.В. Деменева**

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

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



МБИР – это многоцелевой быстрый исследовательский реактор с натриевым теплоносителем тепловой мощностью 150 МВт, предназначенный для широкого круга экспериментальных исследований по различным направлениям – ресурсных испытаний и отработки режимов эксплуатации перспективных видов топлива, твэлов, ПЭЛ, ТВС, радиационных испытаний перспективных конструкционных материалов, наработки изотопов различного назначения и т.д. [1, 2]. Поэтому одним из основных требований к этому реактору является высокая плотность потока нейтронов (не менее $5 \cdot 10^{15}$ н/см²с), которая зависит от вида используемого топлива.

В качестве штатного топлива РУ МБИР в настоящее время принято виброуплотненное МОКС-топливо с массовым содержанием плутония ~38%. Возможности использования в этом реакторе альтернативных видов топлива высокой плотности представляются перспективными для будущей широкомасштабной ядерной энергетики. Наиболее интересными для перспективных быстрых реакторов являются смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП) топливо, а также смешанное металлическое топливо (тройной сплав уран-плутоний-цирконий).

Исследования реактора МБИР на перспективных плотных видах топлива показали, что нитридное топливо не позволяет получить требуемую величину плотности нейтронного потока; металлическое топливо обеспечивает требуемую величину потока (практически как на МОКС-топливе) и высокую скорость набора повреждающей дозы, но требует изменения температурных условий облучений. Также раскрыты нейтронно-физические особенности этих видов топлива в сравнении со штатным МОКС-топливом.

Ключевые слова: МБИР, металлическое топливо, нитридное топливо, МОКС-топливо, максимальная плотность потока нейтронов.

ВВЕДЕНИЕ

В качестве штатного топлива РУ МБИР в настоящее время принято виброуплотненное МОКС-топливо с массовым содержанием плутония ~38%. В статье рассматриваются возможности использования в этом реакторе альтернативных плотных видов топлива, которые представляются перспективными для будущей широкомасштабной ядерной энергетики.

Наиболее интересными из них являются смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП) топливо и смешанное металлическое топливо.

© *В.А. Елисеев, Л.В. Коробейникова, П.А. Маслов, И.В. Малышева,
В.И. Матвеев, И.В. Деменева, 2016*

Нитридное топливо в настоящее время рассматривается как основа для будущих быстрых коммерческих энергетических реакторов, работающих в режиме самообеспечения топливом, в частности, БРЕСТ-300 и БН-1200 [3 – 5]. Преимущества этого топлива перед оксидным общеизвестны: оно обладает более высокой плотностью и теплопроводностью, хорошо совместимо с материалами оболочек и с жидкометаллическим теплоносителем, что особенно важно в аварийных ситуациях. Кроме того, технология его производства во многом совместима с технологией оксидного топлива.

Благодаря высокой плотности (но не приводящей к росту пустотного эффекта реактивности) нитридное топливо обеспечивает высокое внутреннее воспроизводство, что позволяет минимизировать запас реактивности на выгорание и не ухудшить показатели безопасности в авариях с потерей теплоносителя из активной зоны. Его высокая теплопроводность приводит к уменьшению аккумулированного тепла в топливе, увеличению температурного запаса до плавления и улучшению сочетания температурных обратных связей в реакторе, что повышает его безопасность, особенно в запроектных авариях.

В России имеется опыт изготовления и облучения нитридного (уранового – UN) топлива [6]. Начиная с 1970 г. в реакторе БР-10 облучались экспериментальные сборки с нитридным топливом, изготовленным по различным технологиям с различной пористостью и с двумя видами контактного подслоя – натриевым и гелиевым. Это послужило основой для создания ~200 ТВС для двух полных загрузок активной зоны этого реактора моонитридным урановым топливом, в которых было достигнуто максимальное выгорание до 8.7% т.а.

Нитридное топливо с гелиевым контактным подслоем совместимо с проектом реактора МБИР и может быть использовано без изменений конструкции элементов активной зоны.

Металлическое топливо рассматривается с самого начала разработок быстрых реакторов из-за его предельно высокой плотности, теплопроводности и минимального количества ядер разбавителя, что обеспечивает предельно жесткий спектр нейтронов и максимально высокое воспроизводство, что важно для быстро развивающейся ядерной энергетики. При этом американские специалисты (которые достигли наибольших успехов в освоении этого топлива) исследовали его не из-за воспроизводства, а из-за сравнительно дешевых технологий изготовления (литье) и переработки (электрохимия). Экономический анализ показал, что топливная составляющая затрат на металлическом топливе может быть примерно в семь раз меньше, чем на топливе керамическом. Широкомасштабные эксперименты по облучению этого топлива проводились в США на реакторе EBR-II [7, 8].

Серьезным недостатком металлического топлива является его взаимодействие со сталью оболочек твэлов. При температуре ~560°C плутоний образует со сталью легкоплавкие интерметаллидные соединения, которые за короткое время могут нарушить целостность оболочки твэла. Введение циркония (~10% вес.) в состав этого топлива увеличивает температуру образования интерметаллидов на ~80°C, что позволяет поднять рабочую температуру таких твэлов до приемлемого (хотя и пониженного на 60 – 80°C) уровня [9]. Кроме уран-циркониевых широко исследовались также уран-молибденовые сплавы (7 и 10% Mo), которые облучались в реакторах БОР-60 (Россия), DFR (Англия) и Enrico Fermi (США). Поскольку металлическое топливо имеет довольно низкую температуру плавления, его целесообразно рассматривать с натриевым контактным подслоем.

Металлическое топливо может быть использовано в реакторе МБИР без изменений конструкции элементов активной зоны только в случае гелиевого контактного подслоя. В случае натриевого контактного подслоя требуется серьезная переработка проекта реактора. Естественно, металлическое топливо потребует снижения темпе-

ратурных параметров теплоносителя, что приведет к некоторому снижению выработки электроэнергии.

РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ И ПРОГРАММЫ

Альтернативные виды топлива рассматривались в рамках исходной (оксидной) конструкции реактора, заменялись лишь топливо и материал торцевых воспроизводящих экранов. Обогащение топлива подбиралось так, чтобы реактор на номинальной мощности в конце средней (третьей) микрокампании был критическим при всех извлеченных РО СУЗ кроме РО АР, которые находятся в полупогруженном состоянии.

Принципиальным условием реактора МБИР, указанным в ТЗ, является обеспечение плотности нейтронного потока не менее $0.5 \cdot 10^{16}$ н/см²с. Кампания ТВС определяется из допустимой величины повреждающей дозы оболочек твэлов (ЧС-68), которая принималась равной 75 сна. Максимальное выгорание топлива и флюенс быстрых нейтронов ($E > 0.1$ МэВ) на оболочки твэлов не являются ограничивающими параметрами. Длительность микрокампании (интервала непрерывной работы между перегрузками) принята 100 эффективных суток.

Поскольку указанные виды топлива рассматривались в штатной (оксидной) модели реактора, то и характеристики реактора с этими видами топлива показаны в сравнении со штатным топливом.

Основной объем нейтронно-физических расчетов выполнялся с помощью инженерного кода TRIGEX [9]. Для прецизионных расчетов использовался код ММКК [11], использующий метод Монте-Карло и детальное описание всех элементов активной зоны. В обоих случаях использовалась библиотека многогрупповых констант БНАБ-93 и система их подготовки CONSYST [12, 13].

ХАРАКТЕРИСТИКИ МБИР С АЛЬТЕРНАТИВНЫМИ ВИДАМИ ТОПЛИВА

Нитридное топливо

В данных расчетах была принята эффективная плотность 12.0 г/см³, что составляет ~0.83 от теоретической [14]. Длительность кампании нитридного топлива определялась величиной повреждающей дозы оболочек и составляла 500 эфф. сут.

Максимальная величина плотности потока нейтронов, которая достигается в центральной области нитридной активной зоны, представлена в табл. 1.

Таблица 1

Максимальная плотность потока нейтронов в центре нитридной активной зоны, $1/\text{см}^2\text{с} \times 10^{16}$

	Начало МК	Конец МК
Активная зона	0,47 (0.47)	0,48 (0.48)
ЦПК	0,46 (0.44)	0,47 (0.45)
Без скобок – расчет по TRIGEX, в скобках – расчет по ММКК		

Видно, что максимальная величина плотности потока нейтронов в нитридном топливе несколько не дотягивает до требуемой величины – $0.5 \cdot 10^{16}$ 1/см²с, причем инженерный и прецизионный расчеты показывают одну и ту же величину потока. В то же время в центральном петлевом канале (ЦПК), который в расчетах заполнялся сталью и натрием в равных долях, результаты разные: диффузионный код TRIGEX показывает, что поток в канале на 2% меньше, чем в активной зоне, а прецизионный код ММКК – на 5% меньше, чем в зоне.

Металлическое топливо

В качестве металлического топлива для МБИР рассмотрен тройной сплав уран-плутоний-цирконий (10%) с теоретической плотностью $15,9$ г/см³. Эффективная

плотность этого топлива с учетом необходимых зазоров принималась равной $\sim 12,0$ г/см³ [15 – 17]. Контактный подслои в данном рассмотрении принимался газовый (гелиевый), хотя для металлического топлива это не лучший выбор. Оптимальный для этого топлива натриевый контактный подслои не рассматривался, поскольку он требует существенной переработки проекта реактора из-за необходимости перевода газосборников в верхнюю часть ТВЭЛОВ.

Таблица 2

Максимальная плотность потока нейтронов в активной зоне МБИР на металлическом топливе

	Начало МК	Конец МК
Активная зона	0,51 (0.51)	0,52 (0.52)
ЦПК	0,51 (0.45)	0,52 (0.49)
Без скобок – расчет по TRIGEX, в скобках – расчет по ММКК		

Максимальная величина плотности потока нейтронов в центре активной зоны и ЦПК и представлена в табл. 2. Поток в металлической активной зоне немного превышает требуемую величину ($0.5 \cdot 10^{16}$ 1/см²с), причем результаты инженерного и прецизионного расчетов совпадают. Однако в центральном петлевом канале прецизионный код ММКК показывает поток на 5% меньший, чем в активной зоне. Инженерный код TRIGEX в этой области (не содержащей топлива) работает не вполне корректно и показывает тот же поток, что и в активной зоне.

АНАЛИЗ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА МБИР С РАЗЛИЧНЫМИ ВИДАМИ ТОПЛИВА

Одной из главных задач исследовательского реактора является не просто высокая плотность потока нейтронов, а его следствие – повреждающая доза на конструкционные материалы, которая определяется быстрыми нейтронами с энергией выше 0.1 МэВ. В спектре реактора МБИР доля быстрых нейтронов существенно больше, чем в быстрых энергетических реакторах. В результате можно говорить о «качестве» потока, которое в реакторе МБИР на 25% выше, чем в реакторах энергетических. Рассмотрим, как вид топлива реактора МБИР влияет на его качественные характеристики – долю быстрых нейтронов и повреждающую дозу (табл. 3).

Таблица 3

Флюенс и повреждающая доза в МБИР с различными видами топлива

Топливо	МОКС	Нитрид	Металл
Максимальная плотность потока нейтронов, $\times 10^{16}$ н/см ² с	0.53	0.48	0.52
Доля нейтронов с $E > 0.1$ МэВ	0.68	0.72	0.74
Максимальный флюенс, $\times 10^{23}$ н/см ²	2.29	2.08	2.25
Максимальный флюенс с $E > 0.1$ МэВ, $\times 10^{23}$ н/см ²	1.55	1.48	1.66
Максимальная доза на оболочки ТВЭЛОВ, сна	76.2	70.7	74.4

Даже в рамках активной зоны МБИР вид топлива заметно сказывается на «качестве» потока и скорости набора повреждающей дозы. Самые большие поток и скорость набора повреждающей дозы наблюдаются в штатном МОКС-топливе. В нем при пятикратной кампании центральных ТВС повреждающая доза даже превышает допустимый уровень. Поэтому в проекте кампания центральных ТВС сокращена до четырех интервалов.

Наивысшие доля и флюенс быстрых нейтронов (на 8% выше, чем в МОКС-топливе), естественно, в топливе металлическом, в котором нет легких замедлителей типа кислорода или азота. Однако практически при том же потоке, что и в МОКС-топливе, скорость набора повреждающей дозы в металле оказывается ниже, чем в оксидном. Дело в том, что флюенс быстрых нейтронов не учитывает энергетическое их распределение, что очень важно для повреждающей дозы. В металлическом топливе ввиду его высокой плотности происходит сильное неупругое замедление нейтронов на уране, при этом нейтроны существенно теряют энергию, но остаются быстрыми ($E > 0.1$ МэВ). Эта потеря энергии сильно сказывается на повреждающей способности нейтронов.

Хуже всех на этом фоне выглядит топливо нитридное. У него минимальный поток и минимальная повреждающая доза. Количество ядер замедлителя (азота) у этого топлива вдвое меньше, чем у МОКС-топлива (кислорода), поэтому доля быстрых нейтронов у нитридного топлива все же больше, чем у МОКС. Дело в том, что азот является сильным поглотителем быстрых нейтронов (с наибольшими энергиями), на нем происходит (n,p)-реакция с образованием радиоактивного углерода-14. Поэтому из-за поглощения нейтронов на азоте это топливо, с одной стороны, имеет большую загрузку по плутонию, чем МОКС, и, следовательно, меньший поток. С другой стороны, самые высокоэнергетичные нейтроны поглощаются азотом, что существенно ослабляет повреждающую способность потока.

Сравнение других нейтронно-физических характеристик в МБИР [18] с различными видами топлива представлено в табл. 4.

Таблица 4

Нейтронно-физические характеристики реактора МБИР с различными видами топлива в установившемся режиме работы

Топливо	МОКС	Нитрид	Металл
Содержание плутония, %	36.5*)	26.4	24.7
Загрузка делящихся ядер, кг	302	320	303
Загрузка урана-238, кг	525	892	924
$\beta_{эфф}$, % $\Delta k / k$	0.305	0.341	0.357
КВ активной зоны	0.25	0.35	0.43
Запас на выгорание, % $\Delta k / k$	2.97	2.2	1.97
Температурно-мощностной эффект, % $\Delta k / k$	- 1.02	- 0.99	- 0.79
*) По отношению к сумме тяжелых атомов			

Можно видеть, что загрузка делящихся ядер плутония для всех рассмотренных видов топлива близка, отличаются они только загрузкой урана-238. Отсюда существенное различие в величине эффективной доли запаздывающих нейтронов (на ~ 20%!), которые происходят, в основном, от делений на уране-238. Доля запаздывающих нейтронов на чистом плутонии очень мала и составляет примерно 0.2% $\Delta k / k$.

Существенно различаются рассмотренные виды топлива по величине запаса реактивности на выгорание, что связано с повышенным внутренним воспроизводством в плотных видах топлива, особенно, в металлическом.

Наконец, следует отметить низкую величину температурно-мощностного эффекта реактивности на металлическом топливе, что связано со свойственным ему низким доплер-эффектом как из-за меньшей температуры топлива, так и из-за его спектральных особенностей.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проект реактора МБИР ориентирован на использование виброМОКС-топлива, и рассмотренные нитридное и металлическое топлива не претендуют на роль основного топлива для этого реактора. Нитридное топливо рассматривается как основа будущей ядерной энергетики, ведется его опытно-промышленное производство. Металлическое топливо позволяет использовать дешевые (непылящие) технологии внешнего топливного цикла (именно поэтому его рассматривают американские специалисты) и обеспечить высокое расширенное воспроизводство вторичного плутония. Поэтому эти виды топлива обязательно будут исследоваться в реакторе МБИР, причем в больших количествах, возможно, до полной загрузки активной зоны.

Показано, что металлическое топливо обеспечивает нужную величину плотности потока нейтронов (практически наравне с МОКС-топливом), высокий уровень радиационных повреждений конструкционных материалов, но требует существенного изменения температурных условий облучения топлива в реакторе. В то же время плотное нитридное топливо из-за нейтронно-физических особенностей азота (сильное поглощение высокоэнергетических нейтронов) не позволяет получить требуемую величину плотности потока нейтронов и несколько проигрывает металлическому в скорости набора повреждающей дозы.

Показано, как рассмотренные виды топлива могут повлиять на характеристики реактора. В частности, нитридное и, особенно, металлическое топливо существенно увеличивают эффективную долю запаздывающих нейтронов, уменьшают запас реактивности на выгорание и температурно-мощностной эффект реактивности, что улучшает условия эксплуатации и безопасность реактора. Также отмечается, что «качество» потока в реакторе МБИР на 25% выше, чем в энергетических реакторах, при этом вид топлива в МБИР принципиально не сказывается на качестве потока.

Литература

1. Жемков И.Ю., Ижуртов А.Л., Новоселов А.Е., Погляд Н.С., Святкин М.Н. Экспериментальные исследования в БОР-60 и анализ возможности их продолжения в МБИР. // Атомная энергия. – 2014. – Т. 116. – Вып. 5. – С. 280-283.
2. Тузов А.А., Гулевич А.В., Кочетков Л.А., Третьяков И.Т., Лукасевич И.Б., Звир А.И., Ижуртов А.Л., Леонтьева-Смирнова М.В., Целищев А.В. Перспективные задачи МБИР в обоснование характеристик ЯЭУ нового поколения и его экспериментальные возможности // Атомная энергия. – 2015. – Т. 119. – Вып. 1. – С. 29-34.
3. Беззубцев В.С., Емельянов В.С., Адамов Е.О. Инновационный проект АЭС с реактором БРЕСТ и пристанционным топливным циклом / Труды II Научной конференции Минатома России «Атомная энергетика. Состояние и перспективы», Москва, 05 июля 2002. – С. 85.
4. Елисеев В.А., Забудько Л.М., Малышева И.В., Матвеев В.И. Нитридное топливо для перспективного быстрого натриевого реактора типа БН-1200. // Атомная энергия. – Т.114. – Вып. 5, май 2013. – С. 266-271.
5. Адамов Е.О., Забудько Л.М., Матвеев В.И., Рачков В.И., Троянов В.М., Хомяков Ю.С., Леонов В.Н. Сравнительный анализ преимуществ и недостатков использования металлического и нитридного смешанного уран-плутониевого топлива в быстрых реакторах. // Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2015. – №2. – С. 3-15.
6. Забудько Л.М., Мамаев Л.И., Труфанов А.А. Анализ расчетных и экспериментальных данных с целью возможного определения причин разгерметизации твэлов с нитридным топливом реактора БР-10 / Сборник докладов VII Российской конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград: НИИАР, 8-12 сентября 2003 г. – С.102.
7. Crawford D. C, Porter D.L., Hayes S.L. Fuels for sodium-cooled fast reactors: US perspective //Journal of Nuclear Materials. – 2007. – Vol. 371. – PP. 202-231.
8. Status and Trends of Nuclear Fuels Technology for Sodium Cooled Fast Reactors. IAEA Nuclear Energy Series. – 2011. – № NF-T-4.1.
9. Fast Reactor Database: 2006 Update. IAEA – TECDOC -1531.

10. *Серегин А.С., Кислицина Т.С., Цибуля А.М.* Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». - 2846. - Обнинск, 2000.
11. ММКК. Аттестационный паспорт программного средства рег. № 314 от 09.10.2012.
12. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ 93 // ВАНТ, сер. Ядерные константы. - 1995. - Вып. 1.
13. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения. Препринт ФЭИ-2828. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2000.
14. *Забудько Л.М.* Опыт эксплуатации и проблемы расчетного обоснования плотных видов топлива. В сб. «Актуальные проблемы разработки и производства ядерного топлива», 08–11 ноября 2010. – М.: МИФИ, 2010. - С.138-159.
15. *Черный В.А., Деменева И.В., Стогов В.Ю.* Расчетные исследования для обоснования повышения плотности потока нейтронов реактора МБИР. / В сб. «Безопасность исследовательских ядерных установок», 26–30 мая 2014. – Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2014. – С.35-36.
16. *Черный В.А., Кочетков Л.А., Бурьевский И.В., Стогов В.Ю.* Повышение плотности потока нейтронов в многоцелевом быстром исследовательском реакторе // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №3. – С. 117-123.
17. *Клинов А.В.* О целесообразности и технической возможности повышения плотности потока нейтронов в исследовательских реакторах. /Обзор. – Дмитровград: ФГУП «ГНЦ НИИАР», 2003.
18. *Зайко И.В., Левченко М.О., Лопаткин А.В.* Нейтронно-физические особенности активной зоны МБИР // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114. – №4. – С. 188-191.

Поступила в редакцию 18.12.2015 г.

Авторы

Елисеев Владимир Алексеевич, начальник лаборатории, к.т.н.

E-mail: eliseev@ippe.ru

Коробейникова Людмила Викторовна, старший научный сотрудник

E-mail: lkorobeinikova@ippe.ru

Маслов Павел Александрович, младший научный сотрудник

E-mail: pmaslov@ippe.ru

Малышева Ирина Викторовна, старший научный сотрудник

E-mail: imalysheva@ippe.ru

Матвеев Вячеслав Иванович, ведущий научный сотрудник, к.ф.-м.н.

E-mail: matveev@ippe.ru

Деменева Ирина Владимировна, младший научный сотрудник

E-mail: idemeneva@ippe.ru

UDC 621.039.526

ON FEASIBILITY OF USING NITRIDE AND METALLIC FUEL IN THE MBIR REACTOR CORE

Eliseev V.A., Korobeinikova L.V., Maslov P.A., Malysheva I.V.,

Matveev V.I., Demeneva I.V.

SSC «RF-IPPE n.a. A.I. Leypunsky».

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

ABSTRACT

MBIR is a 150 MWt multipurpose research sodium cooled fast reactor. It is designed for a broad range of experimental researches conducted in different directions: life tests and operating regime tryouts of advanced fuel types, FEs, AEs, FAs; radiation tests of

advanced structural materials; production of isotopes for various purposes, etc. That is why one of the key requirements for the reactor is high density of neutron flux (not less than $5 \cdot 10^{15}$ n/cm²sec), which, in turn, depends on the type of the fuel used.

Vibrocompacted MOX fuel with a plutonium weight content of ~38% has been adopted currently as the standard MBIR fuel. The capabilities offered by the use of alternative highly dense fuel types in this reactor appear to be promising for the future large-scale nuclear power. The most attractive fuel types for advanced fast reactors are mixed nitride uranium-plutonium fuel and mixed metallic fuel (a three-component uranium-plutonium-zirconium alloy).

A serious problem about power sodium cooled fast reactors refers to positive sodium void reactivity effect which increases even more with growth of fuel density. A characteristic property of nitride fuel is that it does not cause increase in sodium void reactivity effect due to fast neutron absorption by nitrogen, which improves safety in beyond the design basis accidents and lets reactivity margin for fuel burnup be minimized.

From the very beginning of fast reactor developments, metal fuel has been considered due to its highest density and thermal conductivity as well as to the minimum number of the moderator nuclei. All this provides the highest possible breeding, which is essential for fast-developing nuclear power. As applied to MBIR, this fuel provides the hardest possible neutron spectrum, minimum neutron cross sections and, therefore, high density of the flux and fast dpa rate.

Calculation research on the MBIR reactor with advanced types of dense fuel demonstrated that nitride fuel does not let one receive the required value of neutron flux, whereas metal fuel does (practically like MOX fuel). Also, metal fuel provides fast dpa rate though it requires that temperature conditions of irradiations should be changed. Neutronic features of these fuel types have been revealed in comparison with regular MOX fuel.

Key words: multipurpose research sodium cooled fast reactor (MBIR), metallic fuel, nitride fuel, MOX fuel, maximum neutron flux.

REFERENCES

1. Zhemkov I. Yu., Izhutov A. L., Novoselov A. E., Pogljad N. S., Svyatkin M. N. Eksperimental'nye issledovaniya v BOR-60 i analiz vozmozhnosti ih prodolzheniya v MBIR. *Atomnaya energiya*. 2014, v. 116, iss. 5, pp. 280-283 (in Russian).
2. Tuzov A. A., Gulevich A. V., Kochetkov L. A., Tret'yakov I. T., Lukasevich I. B., Zvir A. I., Izhutov A. L., Leont'eva-Smirnova M. V., Celischev A. V. Perspektivnye zadachi MBIR v obosnovanie harakteristik YaEU novogo pokoleniya i ego eksperimental'nye vozmozhnosti. *Atomnaya energiya*. 2015, v. 119, iss. 1, pp. 29-34 (in Russian).
3. Bezzubcev V. S., Emel'janov V. S., Adamov E. O. Innovacionnyj proekt AES s reaktorom BREST i pristancionnym toplivnym ciklom [Innovative Design of NPP with a BREST reactor and fuel cycle]. Trudy II nauchnoj konferencii Minatoma Rossii «Atomnaya energetika. Sostoyanie i perspektivy» [Proc. II science conference Minatom of Russia «Nuclear Energy. Status and Prospects»]. Moscow, 05 July 2002, p. 85 (in Russian).
4. Eliseev V. A., Zabud'ko L. M., Malysheva I. V., Matveev V. I. Nitridnoe toplivo dlya perspektivnogo bystrogo natrievogo reaktora tipa BN-1200. [Nitride fuel for future fast sodium reactor BN-1200]. *Atomnaya energiya*. 2013, v. 114, iss. 5, pp. 266-271 (in Russian).
5. Adamov E. O., Zabud'ko L. M., Matveev V. I., Rachkov V. I., Trojanov V. M., Homjakov Ju. S., Leonov V. N. Sravnitel'nyj analiz preimushhestv i nedostatkov ispol'zovaniya metallicheskogo i nitridnogo smeshannogo uran-plutonievogo topliva v bystryh reaktorah. *Izvestija Rossijskoj akademii nauk. Energetika*. 2015, no. 2, pp. 3-15 (in Russian).
6. Zabud'ko L. M., Mamaev L. I., Trufanov A. A. Analiz raschjotnyh i jeksperimental'nyh dannyh s cel'ju vozmozhnogo opredelenija prichin razgermetizacii tvjelov s nitridnym toplivom reaktora BR-10 [Analysis of the calculated and experimental data for purpose determine the possible causes of depressurization of the fuel rods with nitride fuel reactor BR-10]. Sbornik dokladov sed'moj Rossijskoj konferencii po reaktornomu materialovedeniju. [Proc. of the

Seventh Russian conference on reactor material]. Dimitrovgrad. NIIAR Publ., 8-12 Sept 2003, p. 102 (in Russian).

7. Crawford D.C., Porter D.L., Hayes S.L. Fuels for sodium-cooled fast reactors: US perspective. *Journal of Nuclear Materials*. 2007, v. 371, pp. 202-231.

8. Status and Trends of Nuclear Fuels Technology for Sodium Cooled Fast Reactors. *IAEA Nuclear Energy Series*. 2011, no. NF-T-4.1.

9. Fast Reactor Database: 2006 Update. IAEA – TECDOC-1531.

10. Seregin A.S., Kislicina T.S., Tsiboulya A.M. Annotacija kompleksa programm TRIGEX.04 [Abstract complex programs TRIGEX.04]: IPPE Preprint -2828]. Obninsk, FEI Publ., 2000 (in Russian).

11. MMKK. Attestacionnyj pasport programmnoho sredstva [A certification passport software tool] Reg. № 314. Oct 09 2012 (in Russian).

12. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M. Sistema gruppovyh konstant BNAB 93 [The system of group constant ABBN 93]. *VANT, ser. Yadernye konstanty*. 1995, iss. 1 (in Russian).

13. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M. Programma podgotovki konstant CONSYST. Opisanie primeneniya: Preprint GNC RF-FEI-2828. [CONSYST code for neutron constants preparation. Scope statement: IPPE Preprint -2828]. Obninsk. FEI Publ., 2000 (in Russian).

14. Zabuđ'ko L.M. Opyt jekspluatacii i problemy raschetnogo obosnovaniya plotnyh vidov topliva. [Operating experience and problems of calculation justification beach fuels]. In «Aktual'nye problemy razrabotki i proizvodstva jadernogo topliva» [Proc. Actual problems of development and production of nuclear fuel], 08–11 Nov 2010. Moscow. MIFI Publ., 2010, pp. 138-159 (in Russian).

15. Chernyj V.A., Demeneva I.V., Stogov V.Ju. Raschetnye issledovaniya dlya obosnovaniya povy-sheniya plotnosti potoka nejtronov reaktora MBIR. In «Bezopasnost' issledovatel'skih yadernyh ustanovok», May 26–30 2014. Dimitrovgrad. AO «GNC NIIAR» Publ., 2014, pp. 35-36 (in Russian).

16. Chernyj V.A., Kochetkov L.A., Bur'evskij I.V., Stogov V.Ju. Povyshenie plotnosti potoka nejtronov v mnogocel'evom bystrom issledovatel'skom reaktore. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2013, no. 3, pp. 117-123 (in Russian).

17. Klinov A.V. O celesoobraznosti i tehnicheckoj vozmozhnosti povysheniya plotnosti potoka nejtronov v issledovatel'skih reaktorah. Dimitrovgrad. FGUP «GNC NIIAR» Publ., 2003 (in Russian).

18. Zajko I.V., Levchenko M.O., Lopatkin A.V. Nejtronno-fizicheskie osobennosti aktivnoj zony MBIR. *Atomnaya energiya*. 2013, v. 114, no. 4, pp. 188-191 (in Russian).

Authors

Eliseev Vladimir Alekseevich. , Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: eliseev@ippe.ru

Korobeinikova Ludmila Viktorovna , Senior Researcher

E-mail: lkorobeinikova@ippe.ru

Maslov Pavel Aleksandrovich. , Junior Researcher

E-mail: pmaslov@ippe.ru

Malysheva Irina Viktorovna , Senior Researcher

E-mail: imalysheva@ippe.ru

Matveev Vyacheslav Ivanovich , Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: matveev@ippe.ru

Demeneva Irina Vladimirovna , Junior Researcher

E-mail: idemeneva@ippe.ru

ТОРИЕВАЯ РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА МАЛОЙ МОЩНОСТИ, РАБОТАЮЩАЯ В СВЕРХДЛИННОЙ КАМПАНИИ

И.В. Шаманин, Ю.Б. Чертков, С.В. Беденко

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет
634050, г. Томск, проспект Ленина, 2*



В численных экспериментах, выполненных в Институте безопасности и реакторных технологий (ISR-2) научного центра Forschungszentrum Julich (Германия, г. Юлих, 1998 – 1999 гг.), было установлено, что отношение объема замедлителя к объему топлива, при котором резонансное поглощение нейтронов минимально, для торий-плутониевой топливной композиции значительно превосходит таковое для урановой топливной композиции при равных концентрациях делящихся нуклидов. Это позволило определить геометрию загрузки активной зоны и состав торий-плутониевого топлива, обеспечивающие возможность организации сверхдлинных кампаний в реакторе типа ВВЭР.

В работе такая возможность показана для высокотемпературной ториевой реакторной установки мощностью 60 МВт, где отношение объема замедлителя к объему резонансного поглотителя находится в интервале (45 – 60). Именно такие реакторные установки малой мощности могут составить основу региональной энергетики России.

Цель работы – исследование нейтронно-физических характеристик ториевой реакторной установки малой мощности с топливными блоками и топливными таблетками разных конфигураций для выбора конструкции активной зоны и ее загрузки, обеспечивающих оптимальное использование в ней тория и получение максимально возможной энерговыработки в сверхдлинной кампании. Исследования и численные эксперименты выполнены с привлечением верифицированных расчетных кодов программ MCU5 [1] и WIMSD5B [2], современных библиотек оцененных ядерных данных (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0, РОСФОНД, БРОНД, БНАБ [3, 4] и др.) и многогрупповых приближений.

Ториевая реакторная установка предложенной конструкции является установкой на быстрых и промежуточных нейтронах. Результаты расчетов позволяют утверждать, что установка с предложенными конфигурацией топливного блока и топливной таблетки, а также составом ядерного топлива может проработать не менее 3500 эффективных суток на мощности 60 МВт.

Ключевые слова: торий, плутоний, ториевая реакторная установка малой мощности, сверхдлинная кампания.

СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ ПЕРВОГО ЭТАПА РАСЧЕТОВ ТОРИЕВОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Проводимые в России научные исследования по реализации новой технологической платформы опираются на идеи расширенного воспроизводства топлива в замкнутом топ-

© И.В. Шаманин, Ю.Б. Чертков, С.В. Беденко, 2016

ливном цикле и физические принципы реакторов на быстрых нейтронах [5 – 7]. Под новую технологическую платформу подпадают также инновационные проекты реакторных установок (РУ) малой мощности. Перспективным направлением в этой сфере развития ядерной энергетики являются высокотемпературные газоохлаждаемые ядерные реакторы с ториевым топливом, обладающие свойствами транспортабельности, 100%-ым заводским изготовлением, малым временем монтажа и способностью работать длительное время без перегрузки. Именно такие маломощные РУ, доведенные до коммерческого конкурентно-способного уровня, должны составить основу региональной энергетики России.

В работах [8, 9] представлены результаты первого этапа нейтронно-физических исследований 3D-модели маломощной высокотемпературной ториевой реакторной установки (ВГТРУ) на основе топливного блока унифицированной конструкции.

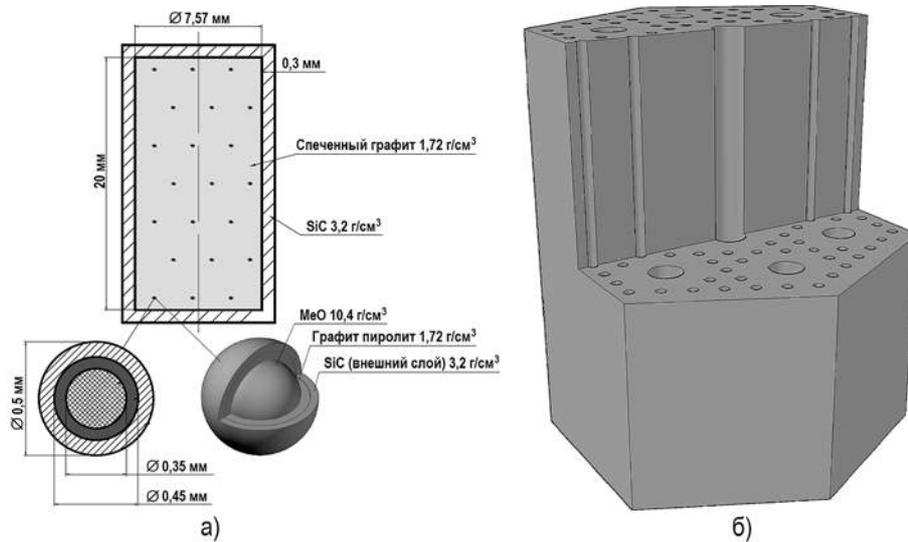


Рис. 1. Расчетная модель тепловыделяющей сборки ВГТРУ: а) – топливная таблетка ВГТРУ типа 0500 и 1000; б) – топливный блок унифицированной конструкции ВГТРУ

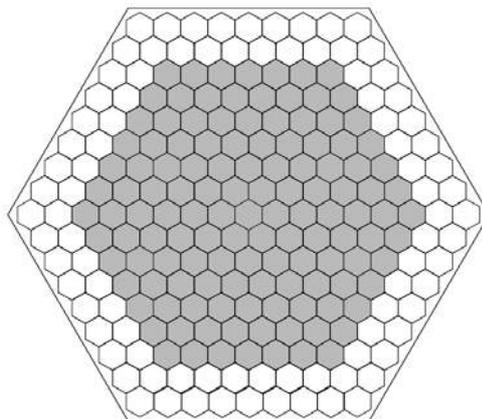


Рис. 2. Радиальное сечение активной зоны ВГТРУ

Расчетная модель ВГТРУ создана с помощью программ серии MCU5 [1] и подходов, реализованных в работах [10, 11]. Разработаны модели микрокапсулированного топлива (МТ), топливных таблеток (ТТ), топливных блоков (топливный блок унифицированной конструкции) (рис. 1) и активной зоны (АЗ) реактора (рис. 2).

Конфигурация МТ, ТТ и толщины покрытий выбраны на основании научных исследо-

ваний и технических решений, предложенных в [10 – 19].

Микрокапсулированное топливо. Выбранная конфигурация МТ диаметром 500 мкм (рис. 1а, табл. 1) представляет собой сферический топливный керн, покрытый последовательными слоями пиролитического углерода (PyC) и карбида кремния (SiC), диспергированный в графитовую матрицу цилиндрических ТТ, которые размещаются в активной зоне ВГТРУ. В качестве делящегося материала использовалась торий-плутониевая топливная композиция.

Таблица 1

Технические характеристики топлива и условия его эксплуатации

Характеристики	Значение
Характеристики топливной таблетки:	
Высота, м	0,020
Диаметр, м	0,012
Толщина покрытия SiC, мкм	300
Масса тяжелого металла, кг	$0,411 \cdot 10^{-3}$
Топливный керн (микротопливо)	
Диаметр топливного керна с покрытием, мкм	500
Толщина слоя внутреннего покрытия PyC, мкм	40
Толщина слоя внешнего покрытия SiC, мкм	35
Ресурс эксплуатации микротоплива	35
Флюенс быстрых нейтронов, m^{-2}	$\sim 10^{25}$
Температура, К	1573

По мере выгорания делящегося материала образовавшиеся в топливном кернах продукты деления при высоких температурах диффундируют, но благодаря системе матричных покрытий остаются в пределах МТ и ТТ. PyC-слой локализует газообразные продукты деления и является первым диффузионным барьером, защищающим второй SiC-слой от коррозионного воздействия на него твердых продуктов деления. SiC-слой в силу своих превосходных физико-механических и теплофизических характеристик является основным силовым покрытием и диффузионным барьером по отношению прежде всего к твердым продуктам деления [15 – 17]. Дополнительный барьер безопасности образован графитовой матрицей и герметичной оболочкой на поверхности ТТ в виде SiC-покрытия толщиной 300 мкм.

К недостатку МТ с карбидокремниевым покрытием относят низкую коррозионную стойкость SiC при контакте с металлами (примеси в ядерном кернах, элементы конструкций топливных сборок), взаимодействие с которыми протекает с заметной скоростью при температурах более 950 К, что приводит к образованию легкоплавкой эвтектики, разрушающей покрытия [17].

Предварительные оценки экономической эффективности производства энергии показали, что техническое решение, основанное на двухслойных покрытиях, упрощает процедуру изготовления МТ и ТТ, значительно уменьшает топливную составляющую затрат.

Выбранная конфигурация керна, покрытий, ТТ и топливных блоков ВГТРУ исключает контакт с металлами, что позволяет повысить заявленный в работах [16, 17] ресурс эксплуатации МТ на 30 %; ресурс эксплуатации МТ и ТТ ограничен температурой 1250 К и флюенсом быстрых нейтронов $\sim 10^{25} m^{-2}$.

Топливная таблетка. В расчетах рассматривались три типа цилиндрических ТТ (рис. 1а, табл.1) с условным обозначением 0500, 1000 и 2000. Конструктивные характеристики ТТ типа 0500 и 1000 – $\varnothing 8,17 \cdot 10^{-3} m$, высота $2,06 \cdot 10^{-2} m$; типа 2000 – $\varnothing 12,00 \cdot 10^{-3} m$, высота $2,06 \cdot 10^{-2} m$.

Топливный блок унифицированной конструкции (ТВС). ТВС ВГТРУ (рис. 16) представляет собой шестигранный блок из плотного высокографитированного материала,

обработанного при температуре 3000 К, имеющий каналы для размещения ТТ и прохода теплоносителя. Размер «под ключ» такого блока 0,2 м, высота 0,8 м; 78 каналов $\varnothing 8,17 \cdot 10^{-3}$ м для ТТ типа 0500 и (или) 1000, $12,00 \cdot 10^{-3}$ м для ТТ типа 2000; 7 каналов $\varnothing 2,4 \cdot 10^{-2}$ м для гелия.

В зависимости от состава тяжелого металла в ТТ исследовались ТВС двух типов с условным обозначением XXXXВ и XXXXZ. ТВС типа XXXXВ (первого типа): Pu – 10 %, ^{232}Th – 90 %. ТВС типа XXXXZ (второго типа): Pu – 50%, ^{232}Th – 50%.

По результатам сравнения нейтронно-физических характеристик рассматриваемых вариантов выбрано несколько оптимальных компоновок АЗ реактора, ориентированных на создание маломощных РУ мощностью до 60 МВт [8]. Для выбранных компоновок АЗ получены результаты расчетов запаса реактивности реактора, распределения потока нейтронов и энерговыделения.

Установлено, что наиболее перспективным решением является вариант, когда АЗ реактора заполняется ТВС типа 2000Z2, содержащих ^{232}Th и Pu в одинаковых количествах [9].

ВГТРУ с ТВС типа 2000Z2 – это реактор с АЗ, укомплектованной ТВС второго типа с ТТ типа 2000, имеющими изотопный состав Pu (%) [19]: 238 – 0, 239 – 94, 240 – 5, 241–1, 242 – 0.

Предложенная компоновка АЗ ВГТРУ позволила снизить темп потери реактивности до 0,035 % в сутки и увеличить эффективную длительность кампании до 510 суток. Поперечное сечение реактора представлено на рис. 2 [8], а технические характеристики приведены в работе [9].

В работе [19] показано, что торий-плутониевая топливная композиция за счет аномалии в зависимости резонансного поглощения нейтронов от отношения объема замедлителя к объему топлива обеспечивает возможность организации сверхдлинной кампании в реакторе типа ВВЭР. Теперь это показано для высокотемпературной РУ малой мощности. При этом отношение объема замедлителя к объему резонансного поглотителя в РУ находится в интервале (45 – 60).

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТОРИЕВОЙ РУ МАЛОЙ МОЩНОСТИ В СВЕРХДЛИННОЙ КАМПАНИИ

В исследованиях, проведенных авторами, в работах [8, 9] показано, что если использовать загрузку ВГТРУ ТВС только одного типа, содержащих ^{232}Th и Pu в одинаковых количествах, распределение потока нейтронов и энерговыделения становится более равномерным по всему реактору, снижается темп потери реактивности и возрастает длительность кампании реактора. Этот расчетный результат использован для проведения дальнейших исследований реактора, работающего в сверхдлинной кампании.

В качестве расчетных моделей исследуемого реактора были выбраны

- элементарная ячейка реактора, состоящая из ТТ, окружающего ее графитового замедлителя и охлаждающего газа (для кода программы MCU);
- ячейка кластерного типа, состоящая из графитового блока, топливных ячеек и ячеек с охлаждающим газом (для кода программы WIMS).

В расчетах использовались ТТ с условными обозначениями 0817, 1017 и 1200. Диаметры этих ТТ соответственно равны $8,17 \cdot 10^{-3}$, $10,17 \cdot 10^{-3}$ и $12,00 \cdot 10^{-3}$ м. Используемая для создания расчетных моделей конфигурация ТТ и ТВС показана на рис. 1, классификация и состав ТТ сведены в табл. 2.

Процентное содержание тяжелого металла во всех типах ТТ (%): Pu – 50, ^{232}Th – 50; изотопный состав Pu (%) [19]: 238 – 0; 239 – 94; 240 – 5; 241–1; 242 – 0. По классификации, приведенной в [8], ТТ с условным обозначением 0817, 1200 – это ТТ типа 0500 и 2000.

Таблица 2

Классификация и материальный состав топливных таблеток ВГТРУ

Тип топливной таблетки	Объем топлива MeO ₂ , м ³	Объем графита, м ³	Объем SiC, м ³	Масса металла, кг
0817	1,12·10 ⁻⁸	8,77·10 ⁻⁷	1,92·10 ⁻⁷	0,103·10 ⁻³
1017	1,40·10 ⁻⁸	8,54·10 ⁻⁷	2,39·10 ⁻⁷	0,128·10 ⁻³
1200	4,49·10 ⁻⁸	1,95·10 ⁻⁷	3,36·10 ⁻⁷	0,411·10 ⁻³

На рисунке 3 приведены результаты сравнения размножающих свойств бесконечного реактора $\rho_{inf}(t)$ ($\rho_{inf} = (1 - k_{inf})/k_{inf}$), укомплектованного ТВС первого типа (ТВС1), работающего на мощности 60 МВт; спектры нейтронов в топливной части элементарной ячейки приведены на рис. 4. ТВС первого типа – это топливный блок, имеющий 78 топливных каналов для ТТ типа 0817, 1017, 1200 и семь каналов для гелия.

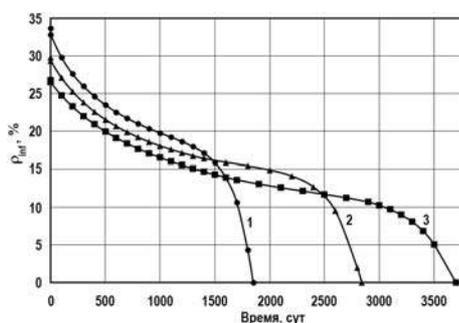


Рис. 3. Зависимость размножающих свойств ВГТРУ от времени работы для ТВС с ТТ типов 1 – 0817; 2 – 1017; 3 – 1200

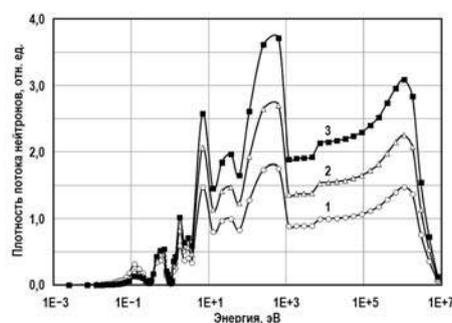


Рис. 4. Спектры нейтронов в топливной части ячейки ВГТРУ для ТВС с ТТ типов 1 – 0817; 2 – 1017; 3 – 1200

Анализ результатов расчетов показал, что при увеличении диаметра ТТ и соответственно загрузки ВГТРУ снижаются начальный запас реактивности и эффекты стационарного отравления, при этом длительность кампании реактора возрастает (см. рис. 3). Объясняется это тем, что с увеличением диаметра ТТ графита в реакторе становится меньше, что приводит к увеличению доли быстрых и промежуточных нейтронов. Таким образом, исследуемый реактор является реактором на быстрых и промежуточных нейтронах, в спектре которого практически отсутствуют тепловые нейтроны (см. рис. 4).

Из рисунка 3 также видно, что чем больше диаметр ТТ, тем меньше в целом за кампанию ежесуточные потери запаса реактивности. В реакторе происходит накопление вторичных делящихся нуклидов – ²³³U и ²⁴¹Pu.

За время моделируемых кампаний ВГТРУ с ТВС1 в рассмотренных ТТ выгорает 95 % ²³⁹Pu и 7,9, 9,6, 12,2 % ²³²Th (табл. 3).

Наилучшим с точки зрения длительности кампании и вовлеченности в топливный цикл ²³²Th является вариант загрузки реактора ТТ $\varnothing 12,00 \cdot 10^{-3}$ м. За время работы 3500 суток в топливной таблетке типа 1200 в среднем выгорает 93 % ²³⁹Pu, 12,2 % ²³²Th и нарабатывается $0,011 \cdot 10^{-3}$ кг ²³³U и $0,0033 \cdot 10^{-3}$ кг ²⁴¹Pu. Это приводит к характерным изменениям запаса реактивности, показанным на рис. 3.

Дальнейшие исследования данного расчетного варианта ВГТРУ, укомплектованной ТВС1 с ТТ типа 1200 и дополнительными восемью стержневыми элементами с ²³²Th, показали, что коэффициент размножения нейтронов (k_{inf}) заметно уменьшается, темп падения реактивности при работе реактора увеличивается, а длительность кампании сокращается примерно на 600 суток. Этот вариант не приводит к дополнительному полезному использованию ²³²Th.

Таблица 3

Ядерные концентрации основных тяжелых нуклидов на начало и конец кампании ВТГРУ

Нуклид	Начало кампании	Конец кампании		
		ТТ 0817	ТТ 1017	ТТ 1200
^{239}Pu	$2,09 \cdot 10^{20}$	$7,35 \cdot 10^{18}$	$7,11 \cdot 10^{18}$	$1,52 \cdot 10^{19}$
^{240}Pu	$1,10 \cdot 10^{19}$	$9,94 \cdot 10^{18}$	$5,97 \cdot 10^{18}$	$6,03 \cdot 10^{18}$
^{241}Pu	$2,20 \cdot 10^{18}$	$1,43 \cdot 10^{19}$	$1,43 \cdot 10^{19}$	$2,08 \cdot 10^{19}$
^{242}Pu	0	$1,15 \cdot 10^{19}$	$1,05 \cdot 10^{19}$	$8,22 \cdot 10^{18}$
^{232}Th	$2,29 \cdot 10^{20}$	$2,11 \cdot 10^{20}$	$2,07 \cdot 10^{20}$	$2,01 \cdot 10^{20}$
^{233}U	0	$7,49 \cdot 10^{18}$	$9,62 \cdot 10^{18}$	$1,27 \cdot 10^{19}$
Выгорание ^{239}Pu , %	-	96,5	96,6	92,7
Выгорание ^{240}Pu , %	-	96,4	45,7	45,2
Выгорание ^{232}Th , %	-	7,86	9,61	12,2
Кампания, сут		1800	2800	3500

При уменьшении доли Pu в данном расчетном варианте ниже 50 % однозначно уменьшится запас реактивности реактора, а длительность кампании существенно сократится. Поэтому был рассмотрен случай, в котором доля Pu в ТТ типа 1200 была увеличена до 55 %.

Расчеты показали, что в этом случае запас реактивности ВТГРУ повышается до 26,7%, а кампания увеличивается примерно на 300 суток. Выигрыша в выгорании Pu и ^{232}Th в такой загрузке нет, но этот расчетный вариант – хороший путь к увеличению длительности кампании реактора.

Отметим, что наличие в оружейном плутонии 5 % ^{240}Pu приводит к заметной наработке ^{241}Pu , ядерная концентрация которого более чем в два раза превышает концентрацию ^{233}U практически на протяжении всей кампании (рис. 5). Если определить коэффициенты воспроизводства ^{233}U и ^{241}Pu как отношение увеличения концентрации этих нуклидов к уменьшению концентрации основного делящегося нуклида ^{239}Pu , то можно получить зависимости, показанные на рис. 6.

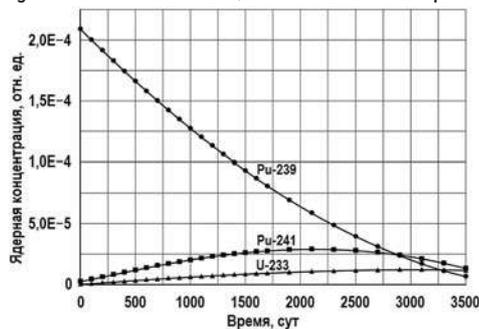


Рис. 5. Зависимость ядерных концентраций основных делящихся нуклидов от времени работы ВТГРУ

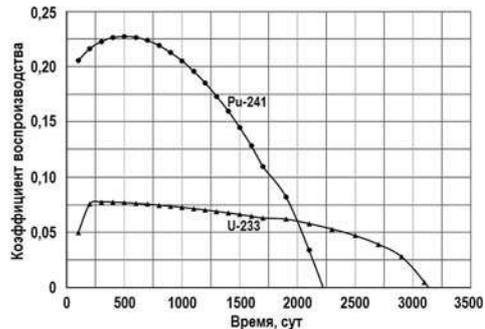


Рис. 6. Зависимость коэффициента воспроизводства ^{233}U и ^{241}Pu от времени работы ВТГРУ

Если же в исходном варианте загрузки ТТ повысить содержание ^{240}Pu на полтора – два процента, то это может привести к дополнительной наработке ^{241}Pu , снижению темпа потери реактивности, увеличению кампании реактора и дополнительному полезному использованию ^{232}Th .

Так как исследуемый реактор не является тепловым, количество графита в ТВС должно сказываться на величине начального запаса реактивности. Этот факт определил дальнейшие пути исследований. Рассмотрены варианты ВТГРУ с ТВС, в которых число топливных каналов было изменено: вместо 78 расчет был проведен для ТВС с 70 (ТВС2) и 86 (ТВС3) каналами, второй и третий расчетные варианты соответственно.

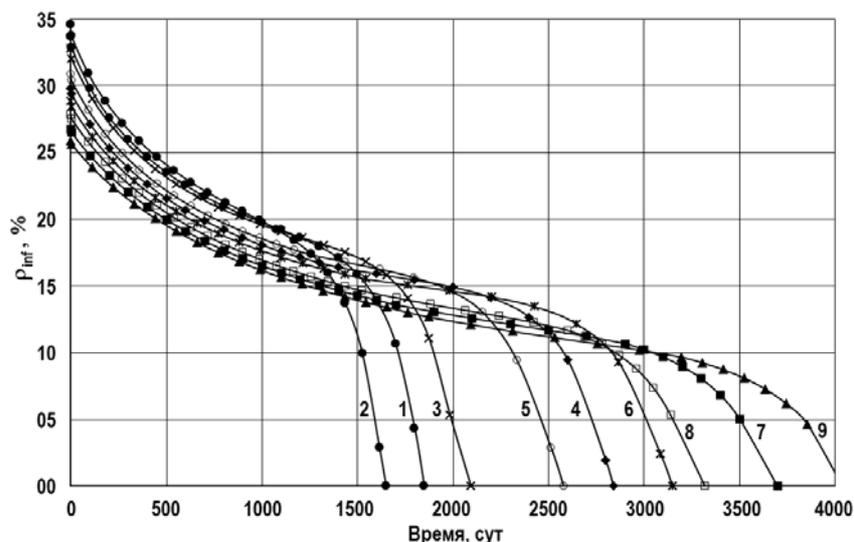


Рис. 7. Зависимости размножающих свойств ВГТРУ с ТВС и ТТ разных конфигураций: 1 – ТВС1 (ТТ 0817); 2 – ТВС2 (ТТ 0817); 3 – ТВС3 (ТТ 0817); 4 – ТВС1 (ТТ 1017); 5 – ТВС2 (ТТ 1017); 6 – ТВС3 (ТТ 1017); 7 – ТВС1 (ТТ 1200); 8 – ТВС2 (ТТ 1200); 9 – ТВС3 (ТТ 1200)

На рисунке 7 приведены результаты сравнений зависимости запаса реактивности реактора, укомплектованного ТВС первого, второго и третьего типов и работающего на мощности 60 МВт.

Таким образом, использование ТВС с уменьшенным количеством топливных каналов до 70 (второй расчетный вариант) приводит к уменьшению длительности кампании реактора на 250 – 300 суток. При этом начальный запас реактивности ВГТРУ для всех типов ТТ возрастает на ~1 %. Это говорит о том, что уменьшение общего количества топлива приводит к заметно меньшей наработке вторичных делящихся нуклидов и существенно большему темпу потери реактивности при работе реактора на мощности.

Увеличение количества топлива в ТВС (третий расчетный вариант) приводит к увеличению длительности кампаний реактора на 350 суток. Начальный запас реактивности ВГТРУ для всех типов ТТ при этом уменьшается примерно на ~1,5 %.

Таблица 4

Ядерные концентрации основных тяжелых нуклидов на начало и конец кампании ВГТРУ четвертого расчетного варианта

Нуклид	Начало кампании	Конец кампании
^{239}Pu	$2,29 \cdot 10^{20}$	$3,53 \cdot 10^{18}$
^{240}Pu	$1,10 \cdot 10^{19}$	$2,67 \cdot 10^{18}$
^{241}Pu	$2,20 \cdot 10^{18}$	$0,91 \cdot 10^{19}$
^{242}Pu	0	$1,03 \cdot 10^{19}$
^{232}Th	$2,29 \cdot 10^{20}$	$1,95 \cdot 10^{20}$
^{233}U	0	$1,13 \cdot 10^{19}$
Выгорание ^{239}Pu , %	–	97,8
Выгорание ^{240}Pu , %	–	75,7
Выгорание ^{232}Th , %	–	16,4
Кампания, сут	–	4700

Так как лучшие из рассмотренных результаты получены при использовании ТВС с 86 топливными каналами и с ТТ типа 1200 (см. рис. 7), такой реактор имеет минимальный из рассмотренных вариантов запас реактивности ($\approx 26\%$) и максимальную длительность

кампании (≈ 4000 суток). Решено продолжить исследование и рассмотреть вариант увеличения топливных каналов в ТВС.

При увеличении числа топливных каналов в ТВС до 100 (четвертый расчетный вариант) начальный запас реактивности уменьшается до 24,5 %, темп потери реактивности в сравнении с третьим расчетным вариантом также уменьшается, а кампания реактора возрастает до 4700 суток (рис. 8). Глубина выгорания ^{239}Pu составит при этом 97,8 %, ^{240}Pu – 75,7 %, ^{232}Th – 16,4 % (табл. 4).

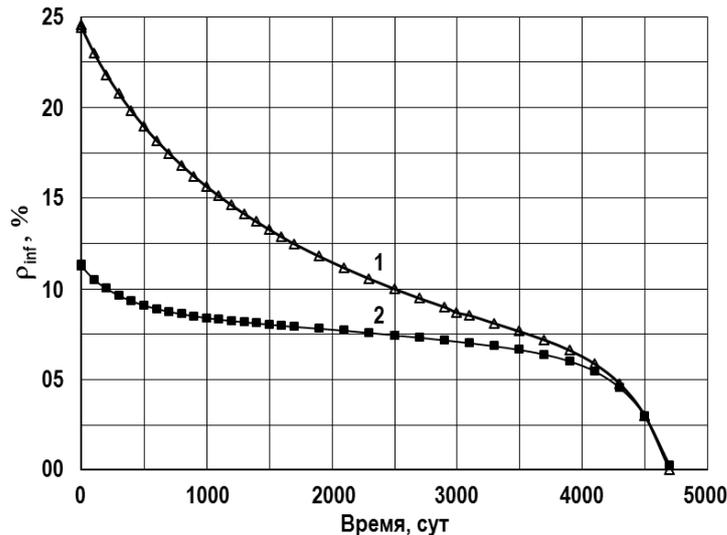


Рис. 8. Зависимости размножающих свойств ВГТРУ с ТТ разных конфигураций: 1 – ТВС4 с ТТ 1200; 2 – ТВС4 с ТТ 1200 (напыление ZrB_2)

Достаточно большой запас реактивности моделируемого реактора необходимо компенсировать стержнями регулирования, которые можно установить в каналы охлаждения.

Представляется интересным путь уменьшения запаса реактивности с помощью использования выгорающего поглотителя. Среди существующих поглотителей нейтронов в данном случае будет оптимальным естественный бор. Если напылить на боковые поверхности ТТ покрытие из ZrB_2 толщиной $\sim 0,1 \cdot 10^{-3}$ м, то можно получить для данной конфигурации ТВС и ТТ реактора кривую изменения запаса реактивности, показанную на рис. 8.

Выгорающий ^{10}B практически полностью выгорает за ~ 4000 суток, обеспечивая начальный запас реактивности 11,4 % вместо 24,5 % при его отсутствии. В интервале от 1000 до 3500 суток темп потери реактивности составляет в среднем $0,7 \cdot 10^{-3} \%$ в сутки, при этом потеря реактивности составит всего $\sim 1,75 \%$ (см. рис. 8).

При использовании выгорающего поглотителя число органов регулирования можно сократить более чем вдвое. Практически до конца кампании его запас реактивности изменяется очень медленно. В топливе такого реактора выгорает $\sim 95\%$ загруженного ^{239}Pu . Глубина выгорания топлива составит ≈ 120 ГВт·сут/т(тяж.мет.), а флюенс быстрых нейтронов за кампанию достигнет значения $\sim 10^{26} \text{ м}^{-2}$.

При формировании слоя из ZrB_2 может использоваться разработанная в Томском политехническом университете технология осаждения покрытий из различных материалов на поверхность топливных материалов из газовой фазы с плазменным ассистированием (PECVD-метод).

В отличие от существующих технологий осаждения покрытий использование PECVD-метода позволяет формировать покрытия из металлических материалов, а также материалов со сверхпрочными свойствами.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Численные эксперименты и их анализ позволили сформулировать концепцию РУ на основе топливного блока унифицированной конструкции. Согласно концепции, количество топливных блоков и размеры активной зоны ВТГРУ будут определяться значением мощности установки, необходимой для решения конкретной задачи, а топливо и топливные блоки – производиться серийно. Активная зона моделируемой ВТГРУ компонуется из топливных блоков с каналами для размещения топливных таблеток и гелия. Графитовый отражатель набирается из таких же блоков, но без отверстий для топлива.

Результаты расчетов позволяют сделать вывод о том, что ВТГРУ малой мощности, работающей в сверхдлинной кампании, должен быть реактор на эпитепловых нейтронах. Запас реактивности РУ составляет около 24,5 %. За 4700 суток в РУ с выбранной конфигурацией топливного блока (100 топливных каналов в ТВС) и топливной таблетки (типа 1200) выгорает 98 % ^{239}Pu , 75,7 % ^{240}Pu и 16 % ^{232}Th . Потеря реактивности на компенсацию стационарного отравления ^{135}Xe – около 0,25%, темп потери реактивности в интервале от 1000 до 3500 суток в среднем составит около $0,32 \cdot 10^{-2}$ % в сутки, а потеря реактивности ~ 8 %. Глубина выгорания топлива достигнет значения ≈ 120 ГВт-сут/т.

При увеличении мощности реактора с 60 до 150 и до 600 МВт возрастут потери реактивности на компенсацию стационарного отравления реактора ^{135}Xe (с 0,25 до 0,63 и 2,61% соответственно) и выгорания топлива. В результате длительность кампании будет сокращаться примерно в обратной пропорциональности к росту мощности.

Рассмотрен вариант уменьшения запаса реактивности с помощью выгорающего поглотителя. Расчеты показали, что напыление на боковые поверхности таблетки ZrB_2 толщиной $\sim 0,1 \cdot 10^{-3}$ м позволит существенно снизить темп потери реактивности. В интервале от 1000 до 3500 суток темп потери реактивности составит в среднем $0,7 \cdot 10^{-3}$ % в сутки, а потеря реактивности – примерно 1,75 % (вместо 8 % при отсутствии поглотителя). При формировании слоя из ZrB_2 может использоваться разработанная в Томском политехническом университете технология осаждения покрытий из различных веществ на поверхность ядерных материалов из газовой фазы PECVD-методом.

ВТГРУ с предложенными конфигурацией ТВС, топливной таблетки и составом топлива способна проработать 3500 эффективных суток на мощности 60 МВт.

Исследование выполнено при поддержке государства. ГК 14411.9990019.05.110 от 21.11.2014 г. Тема – Обоснование возможности и разработка программы использования торийсодержащих топливных материалов в ядерно-энергетических установках.

Литература

1. Oleynik D.S., Shkarovskiy D.A., Gomin E.A., et al. The status of MCU-5. // Physics of Atomic Nuclei. – 2012. – Vol. 75. – № 14. – PP. 1634-1646.
2. Daniel L. Aldama, Trkov A. Analysis of the Burnup Credit Benchmark with an updated WIMS-D library. // Annals of Nuclear Energy. – 2000. – Vol. 27. – Issue 2. – PP. 169-174.
3. National Nuclear Data Center. Brookhaven National Laboratory. Available at: <http://www.nndc.bnl.gov> (accessed 2 Dec. 2015).
4. Российская библиотека файлов оцененных нейтронных данных. Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского. Режим доступа: <http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/rosfond.php> (доступ 02.12.2015).
5. Орлов В.В., Филин А.И., Смирнов В.С. Быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем для крупномасштабной ядерной энергетики – М.: Наука. – 2001. – 221 с.
6. Ponomarev-Stepnoy N.N., Abrosimov N.G., Vasyaev A.V. et al. Similarity of high-temperature gas-cooled reactor technologies and designs in Russia and USA. // Atomic Energy. – 2010. – Vol. 108. – № 2. – PP. 89-96.
7. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Белозеров В.И. Реакторы с тяжелым теплоносителем и некото-

- рые теплогидравлические данные для них. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 3. – С. 100-112.
8. Шаманин И.В., Беденко С.В., Чертков Ю.Б., Губайдулин И.М. Газоохлаждаемый ядерный реактор с ториевым топливом на основе топливного блока унифицированной конструкции. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 3. – С. 124-134.
9. Shamanin I., Bedenko S., Chertkov Y., Gubaydulin I. Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design. // Advances in Materials Science and Engineering. – 2015. – Vol. 2015. – PP.1-8.
10. Glushkov, E.S., Garin, V.P., Glushkov, A.E. Statistical analysis of certificate data for HTGR microfuel. // Atomic Energy. – 2007. – Vol. 103. – № 4. – PP. 783 – 788.
11. Chukbar B.K. Verification of statistical method CORN for modeling of microfuel in the case of high grain concentration. // Physics of Atomic Nuclei. – 2015. – Vol. 78. – № 11. – PP. 1200-1205.
12. Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. Testing of HTR UO₂ TRISO fuels in AVR and in material test reactors. // Journal of Nuclear Materials. – 2013. – Vol. 441. – №1-3. – PP. 545-562.
13. Plukienea R., Ridikas D. Modeling of HTRs with Monte Carlo: from a homogeneous to an exact heterogeneous core with microparticles. // Annals of Nuclear Energy. – 2003. – Vol. 32. – № 16. – PP. 1573-1585.
14. Fu M., Liang T., Tang Y. Preparation of UO₂ kernel for HTR-10 fuel element. // Nuclear Science and Technology. – 2004. – Vol. 41. – № 9. – PP. 943-948.
15. Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. SiC-coated HTR fuel particle performance. // Ceramic Engineering and Science Proceedings. – 2013. – Vol. 33. – № 9. – PP. 33-70.
16. Minato K., Fukuda K., Ishikawa A., Mita N. Advanced coatings for HTGR fuel particles against corrosion of SiC layer. // Journal of Nuclear Materials. – 1997. – Vol. 246. – № 2-3. – PP. 215-222.
17. Hernikov A.S., Permyakov L.N., Fedik I.I. Fuel elements on the basis of spherical fuel particles with protective coatings for high-safety reactors. // Atomic Energy. – 1999. – Vol. 87. – № 6. – PP. 871-878.
18. Nabielek H., Van Der Merwe H., Fachinger J., et al. Ceramic coated particles for safe operation in HTRS and in long-term storage. // Ceramic Engineering and Science Proceedings. – 2010. – Vol. 30. – № 10. – PP. 193-202.
19. Шаманин И.В., Ухов А.А., Рюттен Г.И., Хаас К., Шереп В. Результаты моделирования параметров топливного цикла для водо-водяного энергетического реактора ВВЭР-1000 с загрузкой торий-уран-плутониевых топливных композиций. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 4. – С. 53-64.

Поступила в редакцию 04.02.2016 г.

Авторы

Шаманин Игорь Владимирович, профессор, доктор физ.-мат. наук
E-mail: shiva@tpu.ru.

Чертков Юрий Борисович, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: chertkov@tpu.ru.

Беденко Сергей Владимирович, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: bedenko@tpu.ru.

UDC 621.039.5

THORIUM-LOADED LOW-POWER REACTOR INSTALLATION OPERATED WITH SUPER-LONG FUEL RESIDENCE TIME

Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Yu.B.

National Research Tomsk Polytechnic University. 30 Lenin av., Tomsk, 34050 Russia

ABSTRACT

It was established in numerical experiments conducted at the Institute for Safety Research and Reactor Technologies (ISR-2) of the research center Forschungszentrum Julich (1998 – 1999) that thorium-plutonium fuel composition ensures due to the presence of anomaly in the dependence of resonance neutron absorption on the ratio

of moderator volume to fuel volume the possibility to organize super-long duration of fuel residence in the cores of VVER-type reactors. Such possibility was demonstrated in the present study for high-temperature thorium-loaded reactor installation with 60 MW power. In this case the ratio of moderator volume to the volume of resonance absorber in the reactor core is within the interval of (45 – 60). It is specifically such type of low-power reactor installations that may constitute the basis of regional power generation in Russia.

The purpose of the study was to investigate the neutronics characteristics of thorium-loaded low-power reactor installation with fuel blocks and fuel pellets with different configurations in order to select the reactor core design and the core fuel load ensuring optimal utilization of thorium in it and obtaining maximum possible generation of energy in the course of super-long fuel residence in the core.

Implemented studies and numerical experiments were performed using verified computation codes included in the MCU5 and WIMSD5B software packages, updated libraries of evaluated nuclear data (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0, ROSFOND, BROND, ABBA and others) and multi-group approximations.

It was established that thorium-loaded reactor installation with suggested design is the installation operated with fast and intermediate neutrons. Results of calculation allow making the conclusion that reactor installation with suggested configuration of the fuel block and the fuel pellet, as well as with the fuel composition in question can be operated during not less than 3500 effective days at the power level of 60 MW without reloading.

Keywords: thorium, plutonium, thorium-loaded low-power reactor installation, super-long fuel residence.

REFERENCES

1. Alekseev N.I., Bol'shagin S.N., Gomin E.A., Gorodkov S.S., Gurevich M.I., Kalugin M.A., Kulakov A.S., Marin S.V., Novosel'tsev A.P., Oleynik D.S., Pryanichnikov A.V., Sukhino-Khomenko E.A., Shkarovskiy D.A., Yudkevich M.S. The status of MCU-5. *Physics of Atomic Nuclei*. 2012, v. 75, no. 14, pp. 1634-1646.
2. Daniel L. Aldama, Trkov A., Analysis of the Burnup Credit Benchmark with an updated WIMS-D library. *Annals of Nuclear Energy*. 2000, v. 27, iss. 2, pp. 169-174.
3. National Nuclear Data Center. Brookhaven National Laboratory. Available at: <http://www.nndc.bnl.gov> (accessed 2 Dec. 2015).
4. Rossijskaja biblioteka fajlov ocenennyh nejtronnyh dannyh. Gosudarstvennyj nauchnyj centr Rossijskoj Federacii – Fiziko-jenergeticheskij institut im. A.I. Lejpunskogo (Russian library of evaluated neutron data files. Joint Stock Company «State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Lejpunsky»). Available at: <http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/rosfond.php> (accessed 2 Dec. 2015) (in Russian).
5. Orlov V.V., Filin A.I., Smirnov V.S. Bystryj reaktor estestvennoj bezopasnosti so svincovym teplonositelem dlya krupnomasshtabnoj yadernoj energetiki [Fast Reactor natural safety with lead coolant for large-scale nuclear power]. Moscow, Nauka Publ., 2001. 221 p. (in Russian).
6. Ponomarev-Stepnoi N.N., Abrosimov N.G., Vasyaev A.V., Ganin M.E., Golovko V.F., Zverev D.L., Kodochigov N.G., Petrunin V.V. Similarity of high-temperature gas-cooled reactor technologies and designs in Russia and USA. *Atomic Energy*. 2010, v. 108, no 2, pp. 89-96.
7. Zhukov A.V., Kuzina Ju.A., Belozarov V.I. Reaktory s tyazhelym teplonositelem i nekotorye teplogidravlicheskie dannye dlya nih [Reactors with Heavy Liquid-Metal Coolants and Some Thermohydraulic Data for them]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2011, no 3, pp. 100-111 (in Russian).
8. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Y.B., Gubaydulin I.M. Gazoohlazhdaemyj yadernyj reaktor s torievym toplivom na osnove toplivnogo bloka unificirovannoj konstrukcii [Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2015, no 3, pp. 124-134 (in Russian).

9. Shamanin I., Bedenko S., Chertkov Y., Gubaydulin I. Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design. *Advances in Materials Science and Engineering*. 2015, v. 2015, Article ID 392721, 8 p. doi:10.1155/2015/392721.
10. Glushkov E.S., Garin V.P., Glushkov A.E. Statistical analysis of certificate data for HTGR microfuel. *Atomic Energy*. 2007, v. 103, no 4, pp. 783-788.
11. Chukbar B.K. Verification of statistical method CORN for modeling of microfuel in the case of high grain concentration. *Physics of Atomic Nuclei*. 2015, v. 78, no 11, pp. 1200-1205.
12. Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. Testing of HTR UO_2 TRISO fuels in AVR and in material test reactors. *Journal of Nuclear Materials*. 2013, v. 441, no. 1-3, pp. 545-562.
13. Plukiene R., Ridikas D. Modelling of HTRs with Monte Carlo: from a homogeneous to an exact heterogeneous core with microparticles. *Annals of Nuclear Energy*. 2003, v. 32, no. 16, pp. 1573-1585.
14. Fu M., Liang T., Tang Y. Preparation of UO_2 kernel for HTR-10 fuel element. *Nuclear Science and Technology*. 2004, v. 41, no. 9, pp. 943-948.
15. Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. SiC-coated HTR fuel particle performance. *Ceramic Engineering and Science Proceedings*. 2013, v. 33, no 9. pp. 33-70.
16. Minato K., Fukuda K., Ishikawa A., Mita N. Advanced coatings for HTGR fuel particles against corrosion of SiC layer. *Journal of Nuclear Materials*. 1997, v. 246, no 2-3, pp. 215-222.
17. Hernikov A.S., Permyakov L.N., Fedik I.I. Fuel elements on the basis of spherical fuel particles with protective coatings for high-safety reactors. *Atomic Energy*. 1999, v. 87, no. 6, pp. 871-878.
18. Nabielek H., Van Der Merwe H., Fachinger J., Verfondern K., Von Lensa W., Grambow B., De Visser-Tynova E. Ceramic coated particles for safe operation in HTRS and in long-term storage. *Ceramic Engineering and Science Proceedings*. 2010, v. 30, no. 10, pp. 193-202.
19. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rutten H. J., Haas K., Sherer W. Rezultaty modelirovaniya parametrov toplivnogo cikla dlya vodo-vodyanogo energeticheskogo reaktora WWER-1000 s zagruzkoj torij-uran-plutonievyyh toplivnyh kompozicij [Results of the Simulation of Parameters of the Fuel Cycle for the WWER-1000 Reactor with (m%Th²³², n%U²³⁵, k%Pu²³⁹)O₂ Fuel Compositions]. *Izvestia Visshikh Uchebnykh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2000, no. 4, pp. 53-64 (in Russian).

Authors

Shamanin Igor' Vladimirovich, Head of the Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: shiva@tpu.ru.

Bedenko Sergej Vladimirovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: bedenko@tpu.ru.

Chertkov Yuriy Borisovich, Associate professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: chertkov@tpu.ru.

ПЕРВООЧЕРЕДНЫЕ ЗАДАЧИ РАЗВИТИЯ СИСТЕМ КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАСЧЕТОВ РЕАКТОРОВ И ЗАЩИТЫ

Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»

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



Рассматриваются первоочередные задачи, которые должны быть решены при разработке нового поколения константного обеспечения расчетов быстрых реакторов на основе унифицированной системы БНАБ-2020 многогрупповых ядерных нейтронно-физических констант, получаемых из файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД. Наряду с созданием совершенной системы константного обеспечения расчетов значительное внимание должно быть уделено разработке и созданию методик и расчетных кодов для оценки и ранжирования погрешностей в расчетах ЯЭУ для сосредоточения на наиболее значимых направлениях.

Создание единого унифицированного константного обеспечения и внедрение его в расчетные программы обеспечит единообразие процедуры подготовки констант, что повысит надежность их верификации, точность и надежность расчетных предсказаний всех важнейших характеристик проектируемых реакторов, обеспечит их лицензионную чистоту, конкурентоспособность и независимость от зарубежных разработок.

Ключевые слова: файлы нейтронных данных, РОСФОНД, мультигрупповые ядерные константы, БНАБ, расчеты быстрых реакторов, радиационная защита, топливный цикл, оценка точности.

ВВЕДЕНИЕ

Уравнение переноса нейтронного и гамма-излучений в области энергий, существенной при расчетах быстрых реакторов и радиационной защиты, не содержит никаких сколько-нибудь значимых приближений – точность его решения определяется практически полностью точностью знания характеристик взаимодействия излучения с веществом и, лишь частично, корректностью расчетных методик [1, 2].

Обеспечение расчетных кодов надежными данными о характеристиках взаимодействия относится к компетенции отраслевой метрологической службы. В мировой же практике формируются так называемые «списки потребностей» в ядерных данных [3] для наиболее актуальных задач.

Приведение методик использования этих характеристик в расчетах полей излучений в соответствие с современным уровнем знаний об этих характеристиках должно являться одной из важнейших задач разработки кодов нового поколения.

МЕТОД МОНТЕ-КАРЛО

Метод Монте-Карло – методически наиболее совершенный из современных методов расчета нейтронных и гамма-полей [4, 5] – позволяет описывать энергетические зави-

© Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, 2016

симости характеристик взаимодействия с той точностью, с которой они «известны» и воспроизводятся из файлов данных [6]. Две задачи остаются пока нерешенными, по крайней мере, в отечественных кодах.

1. Коды, реализующие метод Монте-Карло, в обязательном порядке сопровождают результаты расчетов статистическими погрешностями, обусловленными конечным числом разыгранных траекторий. При современном уровне развития вычислительной техники статистические погрешности расчета основных характеристик реакторов без проблем доводятся до уровня, несущественного по сравнению с погрешностями, обусловленными неточностью знания нейтронных и фотонных данных («константная составляющая погрешности») и ядерных концентраций («технологическая составляющая погрешности»).

Обеспечение расчетных кодов ковариационными данными, позволяющими объективно (научно обоснованно) оценивать погрешности расчета эффектов реактивности и иных функционалов, определяющих условия безопасной эксплуатации, относится к числу первоочередных задач. Реальность решения задачи обеспечивается имеющимся заделом, имеются пилотные версии нейтронных ковариационных данных [7] и методики использования этих данных в расчетных кодах (например, код СКАЛА [8] для расчетов ядерной и радиационной безопасности).

2. Для предотвращения крупномасштабных аварий необходимо располагать кодами, способными рассчитывать отклики локальных датчиков нейтронного потока на быстрые изменения критичности реактора в аварийных режимах. Корректный расчет локальных функционалов методом Монте-Карло требует решения неоднородного сопряженного уравнения, для чего приходится отказываться от детального описания энергетических зависимостей сечений и переходить к многогрупповому приближению.

Решение этой задачи позволило бы более точно и корректно рассчитывать отношения эффектов реактивностей и отношения сечений, а также привлечь к анализу такого сорта экспериментальные данные как величины, измеряемые с помощью малых образцов на критсборках и реакторах.

Для решения поставленной задачи коды, реализующие метод Монте-Карло, должны обеспечиваться не только детальными энергетическими зависимостями сечений, но и полученными на их основе групповыми константами. Для корректного решения сопряженного уравнения переноса требуется специальная подготовка групповых констант.

Комбинация детального и многогруппового описаний нейтронных данных позволяет избежать неоправданных затрат времени на расчет реакторов с достаточной высокой выгоранием, когда число нуклидов, входящих в состав активной зоны, возрастает на два порядка. Это особенно важно при проведении динамических расчетов. Реальность решения задачи обеспечивается имеющимся заделом – системы обеспечения кодов расчетов методом Монте-Карло комбинированными детальными, групповыми и (или) подгрупповыми константами уже имеются. Требуется дальнейшее продвижение в этом направлении. Например, предлагаемый подход объединения «групповых» изотопов в один «макронуклид» со своими макроконстантами приведет к существенному сокращению расчетного времени и статистической погрешности (в «макронуклид» может быть включена и часть «подгрупповых» нуклидов, взаимодействие нейтронов с которыми допустимо описывать блокированными групповыми константами).

Для проведения динамических расчетов необходимо обеспечить расчетные программы данными о вероятностях того, что рассматриваемый нейтрон принадлежит той или иной группе запаздывающих нейтронов и эффективным периодам полураспада предшественников этих групп.

ГРУППОВОЙ МЕТОД

Групповой метод решения уравнения переноса используется широко в России и за рубежом для расчетов как активной зоны, так и радиационной защиты. При расчетах

защиты время решения конкретной задачи пропорционально числу энергетических групп, для которых подготовлены константы. Программа подготовки констант CONSYST [9, 10] (ранее АРАМАКО [11]) способна генерировать малогрупповые константы, проводя оценку нейтронных спектров в V^2 -приближении, пригодном для размножающих сред, в которых основным источником являются нейтроны деления, испущенные в рассматриваемом материале. В этих случаях V^2 -приближение оказывается достаточно корректным, чтобы на основании рассчитанных спектров можно было свернуть исходные мультигрупповые константы в малогрупповые (что и делается при подготовке констант для расчета реакторов).

1. Априорная оценка спектров в неразмножающих материалах, используемых в радиационных защитах, невозможна, поэтому в программах расчета защиты приходится использовать на порядок большее число групп [12], чем это возможно при расчете реакторов, что приводит к большим затратам расчетного времени и невозможности проведения в разумные сроки многовариантных оптимизационных расчетов. Чтобы устранить этот недостаток необходимо использовать итерационное уточнение проблемно-ориентированных малогрупповых констант для расчета защиты. В каждой итерации оцениваются источники замедления нейтронов в широкую группу из более высокоэнергетических групп и разность между притоком и утечкой нейтронов из смежных сред. На основании этой информации программа подготовки констант вычисляет для каждой широкой группы свое значение параметра V^2 , обеспечивающее сохранение баланса, оценивает внутригрупповой спектр и готовит малогрупповые константы для следующей итерации.

2. Другой проблемой классического многогруппового метода является невозможность учета угловой зависимости нейтронных сечений, обусловленной резонансной самоэкранировкой, и граничных резонансных эффектов. В радиационных защитах, в которых, естественно, стремятся обеспечить возможно большие градиенты нейтронного потока, это есть весьма значимая проблема. Ее решение возможно путем перехода к подгрупповому приближению, а для реализации такого подхода система подготовки констант для каждого расчета должна готовить проблемно-ориентированные подгрупповые макроконстанты.

3. Для повышения точности расчетов необходимо совершенствование программ подготовки констант. Реализованная в современной программе CONSYST методика учета эффектов резонансной самоэкранировки была разработана еще в 60-е годы прошлого века и ориентирована на диффузионное приближение [13]. В ней не учитывается резонансная самоэкранировка параметров угловых распределений; оценка резонансной структуры плотности потока нейтронов не учитывает токовую составляющую, обладающую иной структурой; при расчете транспортного сечения используется так называемое «подправленное транспортное приближение». Более совершенная методика подготовки групповых констант давно разработана и должна быть реализована в программе подготовки констант для кодов нового поколения. В этой программе должна быть предусмотрена и возможность отказа от приближения узких резонансов, не применимого для группового описания резонансной самоэкранировки при низких энергиях. Эта проблема может быть решена путем расчета спектра нейтронов в низкоэнергетической области с использованием численного решения уравнения замедления с использованием данных о детальном ходе сечений резонансных изотопов.

4. Для решения ряда прикладных задач (расчет коэффициентов чувствительности, оценка эффектов реактивности и т.п.) используются многогрупповые методы решения однородного и неоднородного сопряженных уравнений переноса. Известно, что операции сопряжения и группового усреднения некоммутативны. При решении сопряженного уравнения следует использовать групповые константы, усредненные с весом рассчитываемой ценности, а не с весом плотности потока нейтронов. Эти спектры и их ре-

зональная структура существенно различны, однако в обычной расчетной практике этими различиями пренебрегают, т.к. программ подготовки констант для сопряженных уравнений нет. В новой программе подготовки констант этот недостаток может быть устранен, по крайней мере, при подготовке констант для расчета функции ценности по отношению к асимптотической мощности. Для подготовки констант для решения задач обобщенной теории возмущений требуются дополнительные методические разработки.

5. Программа подготовки констант должна подготовить данные об энерговыделении и образовании гамма-квантов в нейтронных реакциях и констант для расчета порождаемых гамма-полей. В то же время пользователь должен иметь возможность отказаться от описания переноса энергии гамма-квантами. В этом случае уносимая их энергия должна рассматриваться как локально выделяемая в месте их образования, что должно быть учтено в константах энерговыделения, подготавливаемых для этого случая. Эта возможность предусмотрена в современной программе CONSYST.

ДИФФУЗИОННОЕ ПРИБЛИЖЕНИЕ

Диффузионное малогрупповое приближение широко используется в проектных кодах и в кодах сопровождения эксплуатации действующих реакторов. Погрешности результатов, связанные с этим приближением, компенсируются введением поправок, оцененных для одной или нескольких базовых вариантов рассматриваемой реакторной конструкции путем сравнения с результатами прецизионных расчетов, полученных, как правило, методом Монте-Карло.

Естественно поставить задачу о введении «поправок» в используемые в расчетах константы с тем, чтобы в результате расчетов могли быть получены правильные значения не только интегральных функционалов, но и самих нейтронных полей. При этом поправки, вводимые в получаемые «проблемно-ориентированные» малогрупповые константы, должны учитывать погрешности не только диффузионного приближения, но и учета гетерогенных эффектов при подготовке констант. Последнее требует сопряжения программы подготовки констант с программой расчета ячейки гетерогенной решетки, ориентированной на получение проблемно-ориентированных констант.

Другой актуальной задачей является реализация методики оценки константных и технологических погрешностей расчетных результатов с учетом того, что в исходном послепусковом состоянии реактор был строго критичен. Учет этого обстоятельства, ведущего к существенному снижению оцениваемой погрешности, особенно важен при расчетной оценке изменения реактивности с выгоранием и других эффектов, обусловленных изменением нуклидного состава (коэффициента воспроизводства и т.п.). Задача учета константной погрешности расчетных результатов с использованием диффузионных кодов уже решена и методически, и программно. При таком подходе для учета критичности исходного состояния требуется обеспечить пересмотр ковариационных матриц погрешностей констант, что потребует дополнительных программно-методических разработок.

РАСЧЕТЫ ИЗОТОПНОЙ КИНЕТИКИ, ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА, НАКОПЛЕНИЯ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ, ВЫЖИГАНИЯ МА

Данные о сечениях отдельных реакций требуются для анализа ядерных топливных циклов, включая трансмутацию РАО, анализ путей наработки радионуклидов и других путей использования реакторных излучений. Необходимые (и достаточные) для этой цели данные об образовании младших актинидов, продуктов деления и других нуклидов, образующихся в нейтронных реакциях, существуют в удобной для использования групповой форме. Однако для их практического использования требуется все же дополнительная подготовка (например, получение вероятностей пороговых реакций в полученных при расчете суммарных числах поглощений, неупругого рассеяния и т.п.). Данные о сечениях образования и выжигания продуктов нейтронных реакций должны

быть сопряжены с данными о радиоактивных распадах, которые также требуются для расчета нуклидной кинетики. При этом следует отметить важность задачи совершенствования методик использования результатов измерения нуклидного состава облученного топлива и соответствующих погрешностей этих измерений для снижения неопределенности расчетного предсказания изотопного состава отработавшего топлива и его характеристик. Актуальность задачи связана с высоким средним выгоранием ОЯТ в активных зонах перспективных быстрых реакторов.

ПЕРЕНОС И ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ГАММА-КВАНТОВ С ВЕЩЕСТВОМ

Ядерные данные по гамма-квантам требуются как для расчетов радиационной и водородной безопасности в хранилищах и контейнерах для ОТВС, так и для корректного расчета энерговыделения при нейтронно-физических расчетах активной зоны. Последнее особенно актуально при расчетах реакторов с ТЖМТ, поскольку порождаемое нейтронами гамма-излучение значительную часть своей энергии выделяет непосредственно в теплоносителе, тем самым снижая нагрузку на оболочки твэлов.

В программе подготовки констант для кодов нового поколения должна быть обеспечена возможность расчета источников гамма-излучения радиоактивных распадов с учетом вклада всех не слишком долгоживущих дочерних радионуклидов.

Используемые константы переноса гамма-излучения (как 15-ти, так и 127-ми групп) получены на основе библиотеки EPDL, используемой во всем мире, и должны быть дополнены данными, позволяющими учитывать в том же приближении образование тормозного излучения, порождаемого комптоновскими и фото- электронами.

ОЦЕНКА ТОЧНОСТИ РАСЧЕТОВ

Важнейшими задачами, решаемыми на стадии проектирования реакторной установки, являются оценка (консервативная) баланса реактивности в системе и определение необходимых запасов для компенсации избыточной реактивности с учетом установленных норм и правил ядерной безопасности.

При этом должны быть определены все источники (составляющие) погрешностей в расчетах нейтронно-физических характеристик, из которых основными являются

- методическая составляющая – систематическая погрешность, связанная с приближенностью используемых расчетных методик при решении уравнения переноса излучения и неточностями при разработке модели рассчитываемой установки;

- константная составляющая, связанная с имеющимися погрешностями в нейтронных данных (энергетических зависимостях сечений, их резонансной структуре, угловых зависимостях, и т.д.); по своей природе константные погрешности имеют случайный характер и, зачастую, за счет их большого (огромного) количества и многообразия компенсируют друг друга;

- неизвестная систематическая погрешность, связанная с несовершенством (на сегодня) экспериментальных методов (например, конечностью энергетического разрешения экспериментальной установки) и теоретических подходов и оцениваемая путем расчетов многочисленных бэнчмарк- (тестовых) моделей экспериментов и их статистической обработки.

Разрабатываемое константное обеспечение нового поколения наряду с обеспечением расчетов необходимыми ядерными константами, базируемыми на национальной библиотеке файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД [14, 15], должно быть достаточно тщательно верифицировано [16, 17] и иметь средства для обоснования точности и надежности расчетного предсказания всех важнейших характеристик проектируемой реакторной установки, ее защиты, параметров безопасности как самой установки, так и ее топливного цикла.

Разработка соответствующих верификационных экспериментальных баз данных (по

типу [18, 19], разработка методик и создание системы расчетных кодов для оценки и ранжирования расчетных погрешностей (как [20, 21] – все это есть средства решения важнейшей задачи константного обеспечения – оценка вкладов различных источников погрешностей [22] и анализ допустимых погрешностей в расчетах для сосредоточения на наиболее значимых направлениях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

К первоочередным задачам, которые должны быть решены при разработке нового поколения константного обеспечения расчетов быстрых реакторов, относятся

- разработка усовершенствованной версии библиотеки файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД на основе новых оценок и новейших экспериментальных и расчетных данных, включая оценки ковариаций погрешностей сечений;
- разработка на основе усовершенствованной библиотеки файлов РОСФОНД универсальной системы БНАБ-2020 многогрупповых ядерных нейтронно-физических констант, включая подгруппы и детальные зависимости сечений (в том числе, в зависимости от температуры) и библиотеки ковариационных матриц погрешностей многогрупповых данных;
- разработка библиотеки констант для расчетов изотопной кинетики и активации материалов, библиотеки констант для газообразных продуктов деления, твердых фракций и шлаков;
- разработка усовершенствованного программного комплекса CONSYST-2020 для обеспечения ядерными константами различных нейтронно-физических кодов и приложений (в том числе для ЯТЦ) в различных форматах с использованием универсальной системы многогрупповых констант и их детальных зависимостей БНАБ-2020, включая разработку в рамках кода CONSYST процессингового модуля переработки файлов РОСФОНД в многогрупповую форму ядерных констант БНАБ;
- разработка интерфейсных модулей в рамках кода CONSYST для обеспечения константами основных расчетных кодов – диффузионного, кинетического и метода Монте-Карло;
- разработка в рамках кода CONSYST модуля подготовки констант ядер-продуктов деления для задач расчета кампании реактора, изотопной кинетики и выгорания топлива, накопления продуктов деления и выжигания минорных актинидов;
- разработка кода подготовки ориентированных малогрупповых констант для проведения скоростных вариантных и динамических расчетов и подготовка соответствующих ориентированных малогрупповых библиотек констант;
- разработка и подготовка для широкого использования верификационной базы представительного набора бэнчмарк-экспериментов для верификации систем кодов и ядерных констант;
- разработка и создание методики и расчетного кода для оценки и ранжирования расчетных погрешностей; оценка вкладов различных источников погрешности и анализ допустимых погрешностей в расчетах ЯЭУ для сосредоточения на наиболее значимых направлениях;
- верификация системы кодов и библиотек констант CONSYST/БНАБ-2020 с использованием их групповых и детальных зависимостей и аттестация в качестве стандартных справочных данных.

Создание нового поколения системы программных кодов и библиотек данных CONSYST/БНАБ для обеспечения ядерными константами нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов и их топливного цикла с использованием файлов нейтронных данных РОСФОНД и библиотек многогрупповых констант, созданных на единой методической основе, дает реальные шансы повысить надежность и безопасность реакторных установок, обеспечить их лицензионную чистоту, конкурентоспособность и независимость от зарубежных разработок. Создание единого унифицированного константного

обеспечения и внедрение его в расчетные программы обеспечит единообразие процедуры подготовки констант, повысит надежность их верификации, точность и надежность расчетных предсказаний всех важнейших характеристик проектируемых реакторов.

Литература

1. Николаев М.Н. Константное обеспечение расчётов быстрых реакторов. Путь к современному состоянию и задачи дальнейшего развития // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №4. – С. 5 – 16.
2. Николаев М.Н., Рязанов Б.Г., Савоськин М.М., Цибуля А.М. Многогрупповое приближение в теории переноса нейтронов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
3. Plompen A.J.M., Fukahori T., Ignatyuk A., Manturov G. The NEA High Priority Nuclear Data Request List for future needs. Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, ND-2007. Nice, France. – 2007. – PP. 765–768.
4. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/ММК для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в Pn-приближении: Препринт ФЭИ-2887. – Обнинск, 2001.
5. MCNP – A General Monte Carlo Neutron-Particle Transport Code. Version 5. X-5 Monte Carlo Team, Los Alamos National Laboratory, April 2003.
6. MacFarlane R.E., NJOY97.0 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Sections from ENDF/B Data. – RSIC Peripheral Shielding Routine Collection, PSR-368.
7. Андрианова О.Н., Головки Ю.Е., Жердев Г.М., Задорнов Д.В., Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Перегудов А.А., Цибуля А.М. Тестирование ковариационных матриц погрешностей системы констант БНАБ // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №2. – С. 109-117.
8. Blyskavka A., Jerdev G., Manturov G., Raskach K., Tsiboulia A. Use of the SKALA Code Package for Computing Criticality and its Uncertainty – Proc. of the 8th Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety (ICNC2007), St. Petersburg, Russia, May 28-June 1, 2007. – Vol. 1. – PP. 373-376.
9. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения: Препринт ФЭИ-2828. – Обнинск, 2000.
10. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulia A.M. BNAB-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields. – INDC (СР)-409/L, IAEA. – 1997. – PP. 65-110.
11. Николаев М.Н., Савоськин М.М., Хохлов В.Ф. Комплекс программ АРАМАКО для расчета групповых макро- и блокированных микросечений на основе 26-групповой системы констант в подгрупповом представлении // Ядерные константы. – 1972. – Вып. 8, ч. 3. – С. 3-15.
12. Grabezhnoy V., Koscheev V., Lomakov G., Manturov G. Verification of the ABBN-RF2010 constants in calculations of shielding benchmarks. Proc. of Intern. Conf. on Radiation Shielding 'ICRS-12 & RPSD-2012'. Nara, Japan, September 2-7, 2012.
13. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1964.
14. 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. – 2007. – Вып. 1-2. – С. 3-21.
15. ROSFOND – <http://www.ippe.ru/podr/abbn/english/lib/rosfond.php>
16. Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Верификация нейтронных данных основных реакторных материалов из библиотеки РОСФОНД на интегральных экспериментах // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2014. – №1. С. 204 – 214.
17. Golovko Yu., Koscheev V., Lomakov G., Manturov G., Rozhikhin Ye., Semenov M., Tsiboulya A., Yakunin A. Verification of current version of ABBN constants and CONSYST code in calculation of criticality benchmarks. Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology ND2013, New-York, USA, March 4-8, 2013.
18. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, Organization for Economic Cooperation and Development – Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2011 Edition).
19. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, Organization for Economic Cooperation and Development – Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(2006)1

(March 2011 Edition).

20. *Salvatores M., Palmiotti G., Aliberti G., Archier P., De Saint Jean C., Dupont E., Herman M., Ishikawa M., Ivanova T., Ivanov E., Kim S., Kodeli I., Manturov G., McKnight R., Pelloni S., Perfetti C., Plompen A.J.M., Rearden B.T., Rochman D., Sugino K., Trkov A., Wang W., Wu H., Yang W.* Methods and issues for the combined use of integral experiments and covariance data: Results of a NEA International Collaborative Study// Nuclear Data Sheets. – April 2014. – Vol. 118. – Iss. 1. – PP. 38-71.

21. *Peregudov A., Semenov M., Manturov G., Koscheev V., Tsibulya A.* Application of the GRS method for estimation of uncertainties of LMFBR type reactor physics parameters with taking into account macroscopic experiments. – Proc. of Intern. Conf. PHYSOR 2014 on the Role of Reactor Physics Toward a Sustainable Future. The Westin Miyako, Kyoto, Japan, September 28 – October 3, 2014, on CD-ROM (2014).

22. *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. PP. 993-999 (1994), ORNL, ANS.

Поступила в редакцию 08.04.2016 г.

Авторы

Мантуров Геннадий Николаевич, начальник лаборатории, канд. физ.-мат. наук
E-mail: mant@ippe.ru

Николаев Марк Николаевич, профессор, доктор физ.-мат. наук
E-mail: bnab@ippe.ru

UDC 621.039.51.17

PRIORITIES IN THE DEVELOPMENT OF NUCLEAR CONSTANTS SUPPORT SYSTEM FOR REACTOR AND SHIELDING CALCULATIONS

Manturov G.N., Nikolaev M.N.

JSC «SSC RF-IPPE»,

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

ABSTRACT

Equation transport of neutron and gamma radiation in the energy, essential in the calculations of fast reactors and radiation shielding, does not contain any significant approximations - the accuracy of its solution is determined almost entirely accurate knowledge of the characteristics of the interaction of radiation with matter and, only partially, of correctness of computational techniques. Providing computational codes with reliable data about the characteristics of the interaction is the responsibility of the sectoral metrological service. Bringing methods of using these characteristics in the calculation of radiation fields in accordance with the state of knowledge of these characteristics should be one of the most important tasks in developing a new generation of codes.

Hereafter the priorities in this direction are considered that must be addressed when developing a new generation of constants supplying software for fast reactor calculations as it is a unified system ABBN-2020 of multigroup neutron nuclear physics constants obtained on the basis of files ROSFOND national neutron data library. At the same time, along with the creation of a perfect system to ensure nuclear constants calculations, a considerable attention must be paid to the development and creation of methodology and computer code system for the evaluation and ranking of the estimated errors in the calculation of nuclear reactors in order to be concentrated on the most important issues.

Creating of a new generation unified nuclear constants support system ABBN-2020 and its implementation in the design codes will not only ensure uniformity neutron constants preparation procedures, which will increase the reliability of their verification, but also improve the accuracy and reliability of predictions of the most important characteristics of the designed reactors, providing their license purity, competitiveness and independence from foreign developments.

Key words: neutron data files, ROSFOND, multigroup nuclear constants, BNAB, calculations of fast reactors, radiation shielding, fuel cycle.

REFERENCES

1. Nikolaev M. N., Nuclear Data for Calculations of Fast Reactors. Way to Recent State and Tasks for Future Development. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2013, no. 4, pp. 5–16 (in Russian).
2. Nikolaev M. N., Ryazanov B. G., Savoskin M. M., Tsibulya A. M. Multigroup approach in the neutron transport theory. Moscow. Energoizdat Publ., 1984 (in Russian).
3. Plompen A. J. M., Fukahori T., Ignatyuk A., Manturov G. The NEA High Priority Nuclear Data Request List for future needs. Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, ND-2007. Nice, France. 2007, pp. 765–768.
4. Blyskavka A. A., Manturov G. N., Nikolaev M. N., Tsibulya A. M. Programming complex CONSYST/MMKK for the calculation of nuclear reactors by Monte Carlo method in multigroup approach and Pn-approximation. Preprint IPPE-2887. Obninsk, 2001 (in Russian).
5. MCNP – A General Monte Carlo Neutron-Particle Transport Code. Version 5. X-5 Monte Carlo Team, Los Alamos National Laboratory, April 2003.
6. MacFarlane R. E., NJOY97.0 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Sections from ENDF/B Data. – RSIC Peripheral Shielding Routine Collection, PSR-368.
7. Andrianova O. N., Golovko Yu. E., Jerdev G. M., Zadornov D. B., Koscheev V. N., Manturov G. N., Peregudov A. A., Tsibulya A. M. Testing covariance matrices of ABBN constants system. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no. 2, pp. 109–117 (in Russian).
8. Blyskavka A., Jerdev G., Manturov G., Raskach K., Tsiboulia A. Use of the SKALA Code Package for Computing Criticality and its Uncertainty. Proc. of the 8th Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety (ICNC2007), St. Petersburg, Russia, May 28–June 1, 2007, v. 1, pp. 373–376.
9. Manturov G. N., Nikolaev M. N., Tsibulya A. M. Constant supplying program CONSYST. Application description: Preprint FEI-2828. Obninsk, 2000 (in Russian).
10. Manturov G. N., Nikolaev M. N., Tsiboulia A. M. BNAB-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields. INDC (CCP)-409/L, IAEA, pp. 65–110 (1997).
11. Nikolaev M. N., Savoskin M. M., Khokhlov V. F. Complex ARAMAKO programs for calculating group of macro- and micro-cross blocked on the basis of 26-group constant system representation in a subgroup. *Voprosy Atomnoj Nauki i Tehniki. Ser. Yadernye Konstanty*. 1972, v. 8, iss. 3, pp. 3–15 (in Russian).
12. Grabezhnoy V., Koscheev V., Lomakov G., Manturov G. Verification of the ABBN-RF2010 constants in calculations of shielding benchmarks. Progress in Nuclear Science and Technology (PNST) of Atomic Energy Society of Japan. 2014, v. 4, pp. 587–590 (Proc. of Intern. Conf. on Radiation Shielding 'ICRS-12 & RPSD-2012', Nara, Japan, September 2–7, 2012).
13. Abagyan L. P., Bazazyants N. O., Bondarenko I. I., Nikolaev M. N. Group constants for nuclear reactor calculations. Moscow. Atomizdat Publ., 1964 (in Russian).
14. Zabrodskaya S. V., Ignatiuk A. V., Koshcheev V. N., Manokhin V. N., Nikolaev M. N., Proniaev V. G. ROSFOND – The National Library of evaluated neutron data. *Voprosy Atomnoj Nauki i Tehniki. Ser. Yadernye Konstanty*. 2007, iss. 12, pp. 3–21 (in Russian).
15. ROSFOND. Available at: <http://www.ippe.ru/podr/abbn/english/lib/rosfond.php>
16. Koscheev V. N., Manturov G. N., Nikolaev M. N., Tsiboulia A. M. Verification of neutron data for main reactor materials from the ROSFOND neutron data library on integral experiments. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no. 1, pp. 204–214 (in Russian).

17. Golovko Yu., Koscheev V., Lomakov G., Manturov G., Rozhikhin Ye., Semenov M., Tsibulya A., Yakunin A. Verification of current version of ABBN constants and CONSYST code in calculation of criticality benchmarks. Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology ND2013, New-York, USA, March 4-8, 2013.
18. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, Organization for Economic Cooperation and Development, Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(95)03 (September 2011 Edition).
19. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, Organization for Economic Cooperation and Development, Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(2006)1 (March 2011 Edition).
20. Salvatores M., Palmiotti G., Aliberti G., Archier P., De Saint Jean C., Dupont E., Herman M., Ishikawa M., Ivanova T., Ivanov E., Kim S., Kodeli I., Manturov G., McKnight R., Pelloni S., Perfetti C., Plompen A.J.M., Rearden B.T., Rochman D., Sugino K., Trkov A., Wang W., Wu H., Yang W. Methods and issues for the combined use of integral experiments and covariance data: Results of a NEA International Collaborative Study. *Nuclear Data Sheets*, 2014, v. 118, iss. 1, pp. 38-71.
21. Peregudov A., Semenov M., Manturov G., Koscheev V., Tsibulya A. Application of the GRS method for estimation of uncertainties of LMFBR type reactor physics parameters with taking into account macroscopic experiments. Proc. of Intern. Conf. PHYSOR 2014 on the Role of Reactor Physics Toward a Sustainable Future. The Westin Miyako, Kyoto, Japan, September 28 – October 3, 2014, on CD-ROM (2014).
22. 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. 1994, v. 2, pp. 993-999, ORNL, ANS.

Authors

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

E-mail: mant@ippe.ru

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

E-mail: bnab@ippe.ru

КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ АСПЕКТЫ ОХЛАЖДЕНИЯ КОРПУСА ПЛАВИЛЬНОГО АГРЕГАТА ТЯЖЕЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

А.Ю. Легких, Р.Ш. Асхадуллин, П.Н. Мартынов, В.П. Мельников,

А.Н. Стороженко

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

Р

Дан концептуальный анализ возможности применения свинцово-висмутового теплоносителя для охлаждения стального корпуса плавильного агрегата, предназначенного для реализации нового эффективного технологического способа переработки радиоактивных отходов. В обоснование целесообразности рассмотрения свинцово-висмутового теплоносителя представлены основные преимущества и особенности его применения с учетом имеющегося в России значительного опыта работы с этим теплоносителем (реакторные установки АПЛ, циркуляционные стенды), наличия отработанных методов и средств управления его качеством, свойств теплоносителя, обеспечивающих взрыво- и пожаробезопасность и способность отводить тепло при высоких температурах и низких давлениях. Выполнены предварительные расчетные оценки распределения температур при охлаждении стального корпуса плавильного агрегата свинцово-висмутовым теплоносителем. Расчеты выполнялись для нормального режима работы плавильного агрегата, при котором на внутренней поверхности корпуса имеется огнеупорная обмазка и образован слой шлакового гарнисажа заданной толщины.

Из результатов расчетных оценок следует, что при охлаждении стального корпуса плавильного агрегата свинцово-висмутовым теплоносителем обеспечивается принципиальная возможность поддержания температур стальных поверхностей, не превышающих предельные значения при приемлемом расходе. Представленные результаты получены впервые, и могут быть полезны при разработке конструкций плавильных агрегатов для переработки радиоактивных отходов.

Ключевые слова: жидкометаллический теплоноситель, стальной корпус, отвод тепла, плавильный агрегат, поверхность, расчет, свинец-висмут, температура.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в России ведутся разработки новых более эффективных технологических схем переработки радиоактивных отходов. Одним из направлений разработок является создание плавильных агрегатов для переработки металлических радиоактивных отходов низкой и средней степени загрязненности [1 – 2]. В плавильном агрегате предполагается использовать стальной корпус плавильной камеры, охлаждаемый жидкометаллическим теплоносителем. В статье рассматриваются концептуальные аспекты применения свинцово-висмутового теплоносителя для

© *А.Ю. Легких, Р.Ш. Асхадуллин, П.Н. Мартынов,
В.П. Мельников, А.Н. Стороженко, 2016*

охлаждения корпуса плавильного агрегата.

Свинцово-висмутовый теплоноситель является эффективным теплоносителем, позволяющим отводить тепло при высоких температурах и малых давлениях. При его использовании за счет высокой температуры кипения (~ 1670 °С) практически исключены кризис теплосъема и опасные ситуации, связанные с паровыми взрывами. Свинцово-висмутовый теплоноситель взрыво- и пожаробезопасен ввиду его химической инертности по отношению к воде и воздуху, имеет сравнительно невысокую температуру плавления (~ 125 °С).

Технология обращения со свинцово-висмутовым теплоносителем на сегодня освоена, что подтверждается имеющимся в России значительным опытом безопасной эксплуатации реакторных установок АПЛ со свинцово-висмутовым теплоносителем и их наземных прототипов [3, 4], многолетней эксплуатацией исследовательских неизотермических циркуляционных стендов, выбором данного теплоносителя для ядерных реакторов на быстрых нейтронах нового поколения [5, 6].

На основании имеющегося опыта работы со свинцово-висмутовым теплоносителем, наличия методов и средств управления его качеством, с точки зрения авторов, является крайне целесообразным рассматривать свинцово-висмутовое охлаждение стального корпуса плавильной камеры в проектах перспективных плавильных агрегатов.

ОСОБЕННОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ СВИНЦОВО-ВИСМУТОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Одним из основных преимуществ свинцово-висмутового теплоносителя является отсутствие выделения энергии при химическом взаимодействии теплоносителя с воздухом и водой. Известно, что тяжелые жидкометаллические теплоносители, к которым относится свинец-висмут, обладают наименьшей запасенной потенциальной энергией в сравнении с другими теплоносителями [7]. При прочих равных условиях, чем выше значение запасенной потенциальной энергии теплоносителя, тем больше вероятность тяжелой аварии и значительней ее последствия. Таким образом, при использовании свинцово-висмутового теплоносителя обеспечивается безопасность установки за счет устранения самих причин возникновения тяжелых аварий, связанных с теплоносителем.

К особенностям применения свинцово-висмутового теплоносителя в циркуляционных контурах относятся

- поддержание заданного кислородного потенциала в теплоносителе для предотвращения коррозионно-эрозионных повреждений конструкционной стали при длительном ресурсе эксплуатации (десятки тысяч часов);
- обеспечение чистоты поверхностей контура циркуляции и теплоносителя с целью поддержания проектных теплогидравлических характеристик в течение всего периода эксплуатации.

На сегодня освоенными температурами применения свинцово-висмутового теплоносителя являются температуры до 650 °С, при которых многолетними экспериментальными исследованиями доказана возможность обеспечения коррозионной стойкости сталей, контактирующих с теплоносителем [8].

В ГНЦ РФ-ФЭИ разработана технология обеспечения противокоррозионной защиты сталей и создано оборудование для ее реализации в различных циркуляционных контурах, включая контура ядерных реакторных установок [9, 10]. Технология заключается в обеспечении в теплоносителе условий формирования на поверхностях конструкционной стали защитных покрытий и их целостности в процессе эксплуатации. Это достигается путем поддержания заданного кислородного потенциала в теплоносителе.

При наличии в свинцово-висмутовом теплоносителе растворенного кислорода на поверхностях конструкционных сталей жидкометаллического контура и оборудования

формируются защитные оксидные пленки в связи с меньшим сродством к кислороду свинца и висмута, чем основных компонентов стали (железа, хрома). Оксидные пленки имеют структуру Me_xO_y , где Me – Fe, Cr и другие компоненты стали.

Ввиду инертности защитной оксидной пленки относительно теплоносителя, хорошо сцепления с поверхностью стали, способности к «залечиванию» дефектов при наличии растворенного кислорода в теплоносителе она защищает поверхность конструкционных сталей от прямого контакта с жидкометаллическим теплоносителем, обеспечивая коррозионную стойкость стали при длительном ресурсе эксплуатации. В связи с этим современная «кислородная» технология, разработанная в ГНЦ РФ-ФЭИ, является основным методом противокоррозионной защиты конструкционных сталей в среде тяжелого жидкометаллического теплоносителя, в том числе и в проектах перспективных ядерных реакторов на быстрых нейтронах с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями.

Для контроля кислорода, растворенного в теплоносителе, в ГНЦ РФ-ФЭИ разработаны датчики на основе твердого оксидного электролита [11], которые характеризуются высоким быстродействием, высокой чувствительностью, способностью работать длительное время в условиях повышенных температур и термоударов, надежностью и стабильностью проводящих и механических свойств в широком интервале температур и парциальных давлений кислорода.

Оптимальным методом для регулирования ТДА кислорода в теплоносителе является так называемый твердофазный метод регулирования, также разработанный специалистами ГНЦ РФ-ФЭИ [10]. Техническая реализация твердофазного метода регулирования осуществляется с помощью специальных устройств – массообменных аппаратов с твердофазным источником кислорода. В настоящее время накоплен значительный опыт по длительной эксплуатации различных конструкций массообменных аппаратов на исследовательских стендах со свинцово-висмутовым и свинцовым теплоносителями, который свидетельствует об их надежности, возможности тонкого регулирования скорости ввода кислорода и отсутствии отрицательного воздействия на контур в целом [12].

Свойства свинцово-висмутового теплоносителя таковы, что при наличии его контакта с кислородом воздуха (при заполнении, негерметичности газовой системы, ремонтах оборудования) возможно образование твердофазных отложений на основе оксидов теплоносителя.

Для ликвидации отложений на основе оксидов теплоносителя применяется специальная технологическое мероприятие – водородная очистка [13], результатом которой является извлечение компонентов эвтектики из отложений. При этом отложения разрушаются, а свинец и висмут возвращаются в теплоноситель. Водородная очистка проводится при помощи газовых смесей «водород – водяной пар – инертный газ (аргон или гелий)». При водородной очистке водородсодержащая газовая смесь вводится в поток теплоносителя, при этом восстановление шлака происходит одновременно с механическим воздействием двухкомпонентного потока теплоносителя, что полностью решает задачу по эффективной очистке поверхностей циркуляционного контура. Метод водородной очистки циркуляционных контуров с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем и оборудование для его реализации были разработаны в ГНЦ РФ-ФЭИ.

Эффективность очистки теплоносителя и поверхностей контура от отложений водородсодержащими газовыми смесями была многократно доказана как на реакторных установках АПЛ, так и на многих исследовательских циркуляционных стендах с теплоносителями свинец и свинец-висмут. К настоящему времени разработаны несколько типов устройств ввода газовой смеси в поток тяжелого жидкометаллического теплоносителя, с использованием которых можно обеспечить эффективную очистку циркуляционных контуров различных конструкций и схем организации циркуляции теплоносителя.

Следует отметить, что водородная очистка является достаточно редкой процедурой

и требуется только после загрязнения циркуляционного контура твердофазными отложениями. В периоды эксплуатации контура с герметичной газовой системой, отсутствия слива теплоносителя из контура и ремонтов оборудования водородная очистка не нужна.

РАСЧЕТНЫЕ ОЦЕНКИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕМПЕРАТУР ПРИ ОХЛАЖДЕНИИ СТАЛЬНОГО КОРПУСА ПЛАВИЛЬНОГО АГРЕГАТА СВИНЦОВО-ВИСМУТОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Для оценки уровня температур корпуса плавильного агрегата при охлаждении свинцово-висмутовым теплоносителем были выполнены предварительные расчеты с использованием простой одномерной модели теплообмена.

При выполнении расчетных оценок рассматривалась схема охлаждения корпуса плавильного агрегата, представленная на рис. 1. Предполагалось, что циркуляция теплоносителя является принудительной и осуществляется насосом следующим образом: насос → корпус плавильного агрегата → теплообменник → насос.

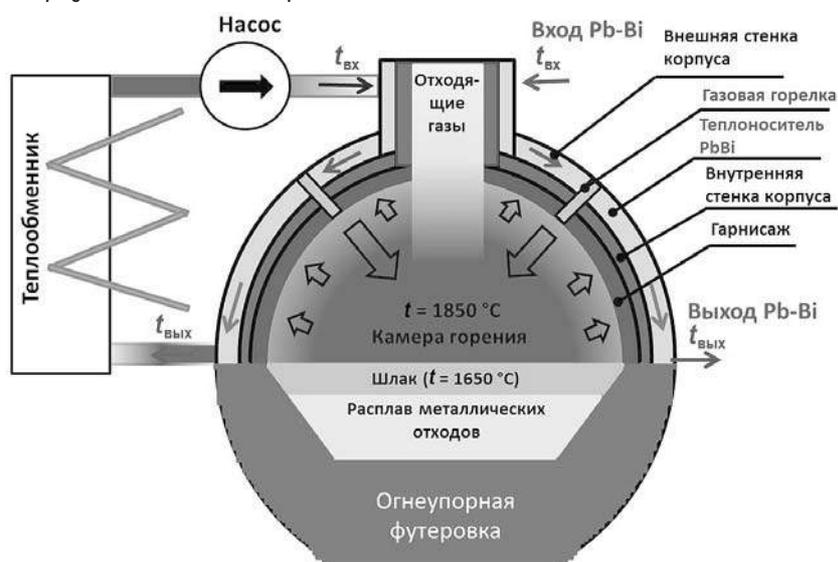


Рис. 1. Схема охлаждения стального корпуса плавильного агрегата свинцово-висмутовым теплоносителем

Принятые допущения:

- движение теплоносителя в корпусе плавильного агрегата осуществляется по зазору между внутренней и внешней стенками сверху вниз;
- поток свинцово-висмутового теплоносителя равномерно распределяется по зазору;
- тепловой поток на стенки корпуса постоянный;
- в теплоносителе отсутствуют твердофазные примеси, способные повлиять на теплообмен (соблюдается технология свинцово-висмутового теплоносителя);
- толщина межкорпусного пространства равна 10 мм;
- внешняя стенка теплоизолирована с наружной стороны (односторонний обогрев);
- все передаваемое жидкометаллическому теплоносителю тепло отводится на теплообменнике (без уточнения способа отвода), и на входе в межкорпусное пространство постоянная температура теплоносителя равна 300 °C;
- температура газовой среды в камере горения равна 1850 °C;
- температура шлакового гарнисажа равна 1650 °C;
- на внутренней поверхности стенки корпуса со стороны камеры горения имеются слой шлакового гарнисажа (на основании параметров плавильного агрегата [1, 14]) и огнеупорная обмазка;

– средняя теплопроводность шлакового гарнисажа и обмазки составляет 5 и 3,5 Вт/(м·°С) соответственно;

– толщины стали, слоя шлакового гарнисажа и обмазки приняты в соответствии с рис. 2.

При выполнении расчетов использовались свойства свинцово-висмутового теплоносителя из работы [15], свойства газовой среды и методика оценки потока теплового излучения из [16].

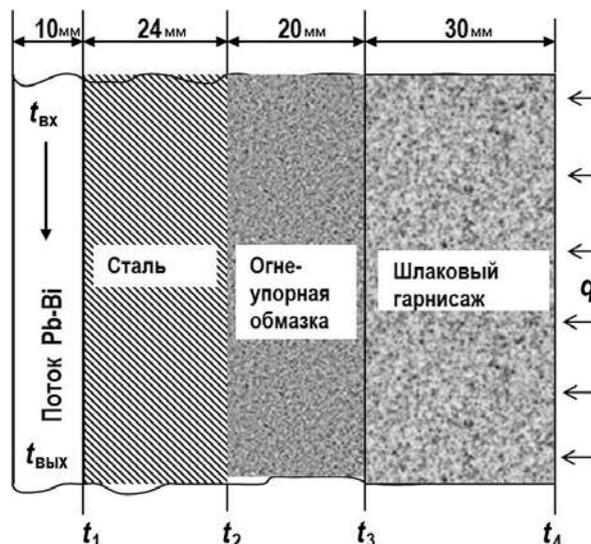


Рис. 2. Основные толщины слоев стенки теплообменного корпуса

Основные положения расчетной методики. Методика расчета основывалась на уравнениях

– теплового баланса

$$N = G \cdot C_p \cdot \Delta t, \quad (1)$$

где G – массовый расход теплоносителя, кг/с; C_p – теплоемкость, Дж/(кг·град); Δt – подогрев теплоносителя, °С;

– теплопередачи

$$q_{\text{тепл}} = k \cdot \Delta t, \quad (2)$$

где $q_{\text{тепл}}$ – тепловой поток, Вт/м²; k – коэффициент теплопередачи, Вт/(м²·град); Δt – подогрев теплоносителя, °С;

– закона Стефана-Больцмана

$$q_{\text{изл}} = \varepsilon \cdot \sigma_0 \cdot T^4, \quad (3)$$

где σ_0 – постоянная Стефана-Больцмана, Вт/(м²·К⁴); $q_{\text{изл}}$ – плотность потока теплового излучения, Вт/м²; T – температура, К; ε – интегральная степень черноты.

В расчетах предполагалось, что газ в камере горения является селективно черной средой, а внутренняя стенка – черной поверхностью. При таком предположении тепловой поток излучения, передаваемый от газовой среды к внутренней стенке корпуса, может быть определен по формуле

$$q_{\text{изл}} = \sigma_0 \cdot (\varepsilon_g \cdot T_g^4 - \varepsilon_{г,с} \cdot T_c^4), \quad (4)$$

где ε_g и $\varepsilon_{г,с}$ – степень черноты газа при температурах газа и стенки соответственно; T_g – температура газа, К; T_c – температура внутренней стенки корпуса (со стороны камеры горения), К.

При расчетах степени черноты газовой среды учитывалась поправка на взаимное перекрытие полос поглощения CO_2 и водяного пара. Аналогично вычислялся поток от поверхности шлака к поверхности шлакового гарнисажа (см. рис. 1).

Расчет эквивалентной длины канала L выполнялся по формуле

$$L = F/(\pi \cdot R_1), \quad (5)$$

где F – площадь внутренней поверхности стенки корпуса, охлаждаемой жидким металлом, м^2 ; R_1 – радиус внутренней стенки корпуса, м .

Исходя из геометрии плавильного агрегата, разрабатываемого ПК «Технология металлов», в расчетах было принято $F = 24 \text{ м}^2$; $R_1 = 1,5 \text{ м}$.

Коэффициент теплоотдачи α к жидкометаллическому теплоносителю вычислялся по соотношению

$$\alpha = \text{Nu} \cdot \lambda_{\text{тепл}} / d_g, \quad (6)$$

где $\lambda_{\text{тепл}}$ – коэффициент теплопроводности свинцово-висмутового теплоносителя, $\text{Вт}/(\text{м} \cdot ^\circ\text{C})$; d_g – гидравлический диаметр, м ; Nu – критерий Нуссельта.

Для вычисления критерия Нуссельта в расчетах использовалась формула

$$\text{Nu} = A + 0,008 \cdot \text{Re}^{0,87} \cdot [1 + B \cdot \exp(-4/R)], \quad (7)$$

где $A = [6,4 - 3/\lg(\text{Re})] \cdot R^{0,24}$; $B = 0,5$; $R = R_2/R_1$ – отношение радиусов внешней и внутренней стенок корпуса.

Средняя скорость потока жидкометаллического теплоносителя в межкорпусном зазоре плавильного агрегата оценивалась из соотношения

$$w = G/(2 \cdot S \cdot \rho), \quad (8)$$

где G – массовый расход теплоносителя, $\text{кг}/\text{с}$; S – площадь сечения межкорпусного зазора, м^2 ; ρ – плотность теплоносителя, $\text{кг}/\text{м}^3$.

Оценки температур стенок корпуса и других элементов выполнялись исходя из уравнения теплопередачи

$$\Delta t_\alpha = q/\alpha, \quad (9)$$

$$\Delta t_s = q \cdot \delta_s / \lambda_s, \quad (10)$$

где Δt_α – перепад температуры между стенкой и потоком жидкометаллического теплоносителя; Δt_s – перепад температуры в слое толщиной δ_s с теплопроводностью λ_s (см. рис. 2).

Температура внутренней поверхности шлакового гарнисажа (со стороны камеры горения) вычислялась методом последовательных приближений из условия равенства тепловых потоков

$$q_{\text{изл}} = q_{\text{тепл}}.$$

Результаты расчетных оценок. Результаты расчетов температур поверхностей стального корпуса и средних тепловых потоков на стенку при заданных параметрах и разных расходах теплоносителя из диапазона от 25 до 50 $\text{м}^3/\text{ч}$ как наиболее приемлемых с точки зрения технической реализации представлены в табл. 1.

На рисунке 3 представлено распределение температур по слоям корпуса плавильного агрегата на выходе теплоносителя из корпуса при крайних значениях рассматриваемого диапазона расходов теплоносителя. Расчеты были выполнены для нормального режима работы плавильного агрегата – наличия огнеупорной обмазки и гарнисажа на внутренней поверхности корпуса.

Исходя из выполненных расчетных оценок следует, что свинцово-висмутовый теплоноситель при наличии обмазки и шлакового гарнисажа на внутренней поверхности потенциально позволяет обеспечить среднюю температуру на поверхности ста-

ли со стороны теплоносителя не более 600 °С в рассматриваемом диапазоне расходов теплоносителя.

Таблица 1

Результаты расчетов температур теплоносителя и стали при разных расходах теплоносителя

Q, м ³ /ч	w, м/с	Δt, °С	q _{вых} , кВт/м ²	t _{1 вых} , °С	t _{2 вых} , °С	t _{3 вых} , °С	t _{4 вых} , °С
50	0,14	107	93,5	428	530	1092	1626
40	0,11	132	91,7	453	553	1103	1627
30	0,08	171	88,8	491	588	1121	1629
20	0,05	240	83,5	562	653	1154	1631

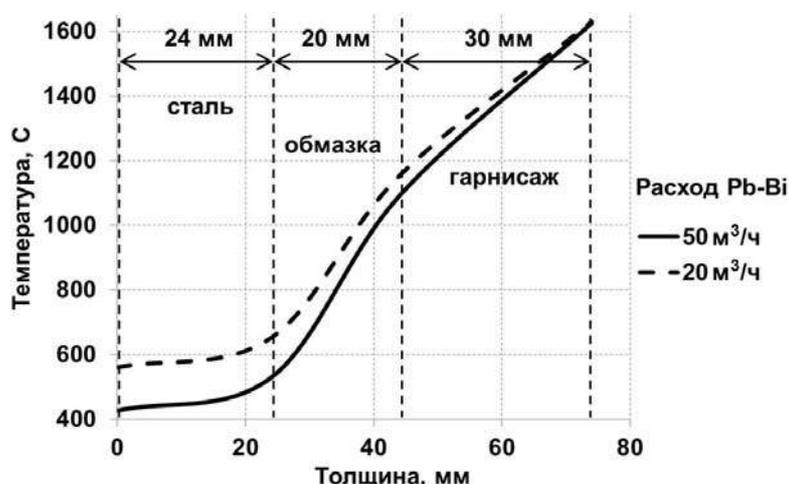


Рис. 3. Расчетные распределения температур по слоям корпуса на выходе теплоносителя (при разных расходах)

Кроме того, при наличии на внутренней поверхности корпуса обмазки и гарнисажа уменьшение расхода теплоносителя в 2,5 раза (с 50 до 20 м³/ч) приводит к повышению подогрева теплоносителя на ~ 133 °С, при этом температура внутренней поверхности корпуса (гарнисажа со стороны камеры горения) повышается незначительно, всего на ~ 5 °С.

При расходе теплоносителя 50 м³/ч расчетная температура поверхности стали со стороны теплоносителя не превышает 450 °С. Как упоминалось выше, освоенными температурами применения свинцово-висмутового теплоносителя для сталей аустенитного класса являются температуры до 650 °С, следовательно, вопрос коррозионной стойкости сталей не является проблемным.

В реальной конструкции плавильного агрегата может наблюдаться неравномерное распределение температур, следовательно актуально проведение трехмерных теплогидравлических расчетов на основании полученных в настоящей работе результатов расчетных оценок тепловых потоков в качестве исходных данных.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Свинцово-висмутовый теплоноситель является эффективным пожаро- и взрывобезопасным теплоносителем, позволяющим отводить тепло при высоких температурах и малых давлениях.
2. Технология обращения со свинцово-висмутовым теплоносителем на сегодня освоена. В результате многолетней эксплуатации исследовательских неизотермических

циркуляционных стенов и реакторных установок АПЛ отработаны методы обеспечения противокоррозионной защиты сталей и проведения очистки теплоносителя от твердофазных шлаков, создано оборудование для их реализации в различных циркуляционных контурах.

3. Впервые выполнены расчетные оценки распределения температур при охлаждении стального корпуса плавильного агрегата свинцово-висмутовым теплоносителем с использованием одномерной модели теплообмена.

4. Из результатов выполненных расчетных оценок распределения температур следует, что при охлаждении стального корпуса плавильного агрегата свинцово-висмутовым теплоносителем в нормальном режиме работы (с обмазкой и шлаковым гарнисажем на внутренней поверхности корпуса) обеспечивается возможность поддержания температуры на внутренней поверхности стали со стороны теплоносителя, не превышающей освоенные температуры применения данного теплоносителя. Следовательно, вопрос коррозионной стойкости сталей не является проблемным.

5. Полученные результаты могут быть полезны при выполнении трехмерных гидравлических расчетов стального корпуса плавильного агрегата, актуальных для выявления неравномерности распределения температур по корпусу при его охлаждении свинцово-висмутовым теплоносителем.

6. Авторы статьи выражают благодарность сотрудникам кафедры ИАТЭ НИЯУ МИФИ С.Т. Лескину, А.С. Шелегову и В.И. Слободчуку за помощь в разработке методики расчетных оценок и обсуждении результатов расчетов.

7. Исследования выполнены в рамках проекта Минобрнауки России по теме «Разработка технологии утилизации металлических радиоактивных отходов на основе плавильных агрегатов с жидкометаллическим отводом тепла». Уникальный идентификатор ПНИЭР – RFMEFI62614X0002.

Литература

1. Гудим Ю.А., Голубев А.А., Трегубов И.О. Пирометаллургическая переработка металлических радиоактивных отходов низкой и средней степени загрязненности и плавильный агрегат для ее осуществления // Ярмарка инновационных проектов в области обращения с РАО, вывода из эксплуатации и экологической реабилитации. Атомэко-2008. Материалы конференции. – 2008. – С. 25-27.
2. Патент 2345141 РФ, МПК С21В13/00, С22В7/00. Способ переработки металлических радиоактивных отходов и агрегат для его осуществления / Голубев А.А., Гудим Ю.А. – 2009 г.
3. Ефанов А.Д., Иванов К.Д., Мартынов П.Н., Орлов Ю.И. Технология свинцово-висмутового теплоносителя на ЯЭУ первого и второго поколений // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. - № 1. – С. 138-144.
4. Тошинский Г.И. А.И. Лейпунский и ядерные энергетические установки с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут для атомных подводных лодок // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. - № 4. – С. 13-18.
5. Рыжов С.Б., Степанов В.С., Тошинский Г.И. и др. Инновационный проект реакторной установки СВБР-100 // Вопросы атомной науки и техники, серия «Обеспечение безопасности АЭС». – 2009. - № 24. – С. 5 – 7.
6. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Орлов Ю.И., Стороженко А.Н. Современные вопросы и задачи технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей ЯЭУ (свинец, свинец-висмут) / Сб. докл. международной конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2013)». – Обнинск, 2013. – С. 42-51.
7. Toshinsky G. I., Komlev O. G., Tormyshev I. V., Petrochenko V. V. Effect of Potential Energy Stored in Reactor Facility Coolant on NPP Safety and Economic Parameters // World Journal of Nuclear Science and Technology. – 2013. – № 3. – PP. 59-64.
8. Русанов А.Е., Левин О.Э., Гущина А.Г. Исследование коррозионной стойкости оболочек твэлов из стали ЭП823 после испытаний в потоке Pb-Bi теплоносителя / Сб. докл. международной конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных техно-

логиях (ТЖМТ-2013)», Обнинск, 2013. – С. 287-297.

9. Громов Б.Ф., Ячменев Г.С., Русанов А.Е. Кислородное ингибирование конструкционных материалов в расплавах эвтектики свинец-висмут и свинца // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – №4. – С. 89-96.

10. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А. и др. Твердофазная технология регулирования кислорода в тяжелых жидкометаллических теплоносителях // Новые промышленные технологии. ЦНИЛОТ. – 2004. – №3. – С. 30-34.

11. Патент 2298176 РФ, МПК G01N 27/46. Твердоэлектролитный датчик концентрации кислорода и способы его изготовления / Мартынов П.Н., Чернов М.Е., Гулевский В.А. 2007.

12. Асхадуллин Р.Ш., Симаков А.А., Легких А.Ю. Твердофазные окислители теплоносителей Pb-Bi и Pb для формирования и сохранения противокоррозионных пленок на сталях / Новые промышленные технологии. ЦНИЛОТ. – 2011. – №1. – С. 33-39.

13. Ульянов В.В., Мартынов П.Н., Гулевский В.А. и др. Вопросы применения смесей «водород - водяной пар - инертный газ» в технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей // Сб. докл. научно-технической конференции «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах» (Теплофизика-2013)». – Обнинск, 2013. – С. 507-510.

14. Гудим Ю.А., Голубев А.А., Овчинников С.Г., Зинуров И.Ю. Перспективная технология производства стали с использованием лома и металлургического сырья // Металлург. – 2009. – № 4. – С. 32-35.

15. Кириллов П.Л., Терентьева М.И., Денискина Н.Б. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. / Под общей ред. П.Л. Кириллова; 2-е изд. – М.: ИздАТ. – 2010. – 200 с.

16. Блох А.Г., Журавлев Ю.А., Рыжков Л.Н. Теплообмен излучением. / Справочник. – М.: Энергоатомиздат. – 1991.

Поступила в редакцию 01.02.2016 г.

Авторы

Легких Александр Юрьевич, канд. техн. наук, старший научный сотрудник

E-mail: alegkikh@ippe.ru.

Асхадуллин Радомир Шамильевич, канд. техн. наук, доцент, заместитель директора отделения физико-химических технологий

E-mail: raskhadullin@ippe.ru.

Мартынов Петр Никифорович, доктор техн. наук, профессор.

Мельников Валерий Петрович, канд. техн. наук, исполняющий обязанности заместителя генерального директора – директора отделения физико-химических технологий

Стороженко Алексей Николаевич, канд. физ.-мат. наук, начальник лаборатории.

UDC 621.039.73

CONCEPTUAL ASPECTS OF MELTING UNIT VESSEL COOLING BY HEAVY LIQUID METAL COOLANT

Legkikh A.Yu., Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Mel'nikov V.P., Storozhenko A.N.

JSC «SSC RF-IPPE», 1 Bondarenko sq., Obnnsk, Kaluga reg., 249033, Russia

ABSTRACT

The goal of the article is to present conceptual analysis of feasibility of lead-bismuth coolant application for cooling steel vessel of melting unit designed for implementation of the new effective technology of radwaste reprocessing. In support of lead-bismuth coolant feasibility, the main advantages and specific features of its application are presented, taking into account significant experience gained in Russia in handling this

coolant (nuclear submarines reactor units and test facilities), availability of job-proved methods and equipment for the coolant quality control, and coolant properties assuring fire and explosion safety and heat removal capability under high temperature and low pressure conditions. The preliminary evaluations were made on temperature distribution in the mode of cooling of the melting unit steel vessel by the liquid lead-bismuth using simple one-dimensional heat transfer model. Forced coolant flow provided by the pump was considered in the analytical model. It was assumed that the coolant was flowing within the gap between the external and internal steel walls to cool the melting unit, while the excess heat was removed by the external heat exchanger. Radiation heat flux from gas in the burning chamber, heat flux from the slag to the inner wall surface of the vessel, and heat removed by the liquid metal coolant were taken into account in the analysis. Emissivity factor of gas in the burning chamber was calculated taking into account correction for mutual interference of CO₂ and evaporated water absorption bands. Calculations were made for the normal operation mode of the melting unit, assuming presence of refractory coating and slag lining of certain thickness formed on the inner surface of the vessel.

As follows from the results of evaluations, lead-bismuth coolant is capable of maintaining melting unit vessel surface temperature within permissible limits with the reasonable coolant flow rate under normal operating conditions. Data presented in this article have been obtained for the first time and may be useful in designing melting units for radwaste reprocessing.

Key words: liquid metal coolant, steel vessel, heat removal, melting unit, surface, calculation, lead-bismuth, temperature

REFERENCES

1. Gudim Yu.A., Golubev A.A., Tregubov I.O. *Pyrometallurgical reprocessing of low and medium metal radwaste and melting unit for its implementation*. Fair of innovative projects in the area of radwaste management, decommissioning and ecological rehabilitation. Atomeco-2008. Proceedings of the conference. 2008, pp. 25-27 (in Russian).
2. Golubev A.A., Gudim Yu.A. *Method of reprocessing of metal radioactive waste and the unit for its implementation*. Patent 2345141 RF, MPK S21V13/00, S22V7/00, 2009 (in Russian).
3. Efanov A.D., Ivanov K.D., Martynov P.N., Orlov Yu.I. Lead-bismuth coolant technology in the first and the second generation NPP. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2007, no. 1, pp. 138-144 (in Russian).
4. Toshinsky G.I. A.I. Leypunsky and nuclear power plants with lead-bismuth liquid metal coolant for nuclear submarines. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2003, no. 4, pp. 13-18 (in Russian).
5. Ryzhov S.B., Stepanov V.S., Toshinsky G.I., Klimov N.N., Zrodnikov A.V., Komlev O.G. Innovative design of SVBR-100 reactor. *Voprosy Atomnoj Nauki i Tehniki. Ser. Obespechenie bezopasnosti AES*. 2009, iss. 24, pp. 5-7 (in Russian).
6. Martynov P.N., Askhadullin R.Sh., Orlov Yu.I., Storozhenko A.N. Current issues and problems of technology of NPP heavy liquid metal coolants (lead and lead-bismuth). *Proceedings of International conference «Heavy Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (HLMC-2013)»*. Obninsk, 2013, pp. 42-51 (in Russian).
7. Toshinsky G.I., Komlev O.G., Tormyshev I.V., Petrochenko V.V. Effect of Potential Energy Stored in Reactor Facility Coolant on NPP Safety and Economic Parameters. *World Journal of Nuclear Science and Technology*. 2013, no. 3. pp. 59-64.
8. Rusanov A.E., Levin O.E., Gushchina A.G. Studies on corrosion resistance of fuel element claddings made of EP823 steel after their tests in Pb-Bi coolant flow. *Proceedings of International conference «Heavy Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (HLMC-2013)»*. Obninsk, 2013, pp. 287-297 (in Russian).
9. Gromov B.F., Yachmenyov G.S., Rusanov A.E. Oxygen inhibition of structural materials in liquid lead-bismuth eutectic and lead. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 1999, no. 4, pp. 89-96 (in Russian).

10. Martynov P.N., Askhadullin R.Sh., Simakov A.A., Lanskikh V.S., Gulevsky G.V. Solid phase technology of oxygen control in heavy liquid metal coolants. *Novye Promyshlennye Tehnologii. CNILOT*. 2004, no. 3, pp. 30-34 (in Russian).
11. Martynov P.N., Chernov M.E., Gulevsky V.A. *Solid electrolyte sensor of oxygen content and methods of its fabrication*. Patent 2298176 RF, MPK G01N 27/46, 2007 (in Russian).
12. Askhadullin R.Sh., Simakov A.A., Legkikh A.Yu. Solid phase oxidizers of Pb-Bi and Pb coolants for creating and maintaining corrosion-resistant films on the steels. *Novye Promyshlennye Tehnologii. CNILOT*. 2011, no. 1, pp. 33-39 (in Russian).
13. Ulyanov V.V., Martynov P.N., Gulevsky V.A., Teplyakov Yu.A., Fomin A.S. Issues of application of «hydrogen - water steam - inert gas» mixtures in the liquid heavy metal coolant technology. *Proceedings of Scientific and Technical Conference on Thermal Physics of Fast Neutron Reactors (Thermal Physics-2013)*, Obninsk. 2013, pp. 507-510 (in Russian).
14. Gudim Yu.A., Golubev A.A., Ovchinnikov S.G., Zinurov I.Yu. Advanced technology of steel production using metal junk and metallized raw materials. *Mettallurg*. 2009, no. 4, pp. 32-35 (in Russian).
15. Kirillov P.L., Terentyeva M.I., Deniskina N.B. Thermophysical properties of nuclear engineering materials, under the general editorship of P.L. Kirillov; 2-nd Edition. Moscow, IzdAT Publ., 2010, 200 p. (in Russian).
16. Blokh A.G., Zhuravlyov Yu.A., Ryzhkov L.N. Handbook: Radiation Heat Transfer. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1991 (in Russian).

Authors

Legkikh Aleksandr Yur'evich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: alegkikh@ippe.ru

Askhadullin Radomir Shamil'evich, Deputy Director, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: raskhadullin@ippe.ru

Martynov Pyotr Nikiforovich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

Meľnikov Valerij Petrovich, Deputy Director, Cand. Sci. (Engineering)

Storozhenko Aleksej Nikolaevich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ, СОПРОВОЖДАЮЩИХ МЕЖКОНТУРНУЮ НЕПЛОТНОСТЬ ПАРОГЕНЕРАТОРА В ЭКСПЛУАТАЦИОННО-БЕЗОПАСНЫХ ПРЕДЕЛАХ В РУ С ТЖМТ

А.В. Безносков*, Т.А. Бокова*, О.О. Новожилова*, А.Г. Мелузов*,
Р.А. Метринский*, Э.Г. Новинский**

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

** *АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И.Африкантова»
603074, г. Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, 15*



Представлены результаты процессов, сопровождающих аварийную ситуацию «межконтурная неплотность парогенератора (ПГ)» в эксплуатационно-безопасных пределах в реакторных установках со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями (ТЖМТ). Расход воды (пара), поступающих через неплотность в теплоноситель, соответствовал пузырьковому и, частично, факельному режимам истечения с моделированием условий работы парогенератора. Варьировались режимы поступления воды (пара) через отверстия истечения различной геометрии в трубной системе ПГ, через боковое отверстие в суженную часть эжектора, в рабочий зазор лабиринтно-винтового насоса с моделированием различной степени диспергации пузырьков «легкой» фазы в теплоносителе. Температура расплава свинца составляла 400 – 550°С, давление – 0,1 – 4,0 кгс²/см, температура воды на входе в экспериментальный участок – 20°С, давление воды – 0,2 – 8,0 кгс²/см, расход воды, вводимой в жидкометаллический теплоноситель, – 0,5 – 200 кг/ч, длительная паровая нагрузка на свободную поверхность свинцового теплоносителя до 10,0 .

Варьировалась геометрия каналов течения двухкомпонентных потоков: ТЖМТ-вода, пар, а также элементов конструкции, обтекаемых двухкомпонентным потоком.

Ключевые слова: межконтурная неплотность парогенератора, ТЖМТ, РУ, теплоноситель, теплообмен.

ВВЕДЕНИЕ

Межконтурная неплотность парогенератора является одной из наиболее потенциально опасных аварийных ситуаций в энергетических контурах со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями. При этой аварии вода (пар) из контура рабочего тела

© *А.В. Безносков, Т.А. Бокова, О.О. Новожилова,
А.Г. Мелузов, Р.А. Метринский, Э.Г. Новинский, 2016*

с давлением 40 – 240 кгс/см² через неплотность в трубной системе поступает в реакторный контур с давлением в районе истечения 0,1 – 10 кгс/см² (меньшие значения относятся к варианту РУ типа СВБР, а большие значения к варианту РУ типа БРЕСТ) и температурой ТЖМТ 400 – 540°С [6]. Расход истечения воды (пара) определяется местом неплотности, конструкцией парогенератора, режимом его работы. Начиная с расходов воды (пара), поступающих в ТЖМТ, ориентировочно, до десятков килограммов в сутки продолжение эксплуатации реакторной установки на энергетических уровнях мощности недопустимо. Необходимо срабатывание аварийной защиты реактора и его расхолаживание по специальной программе, исключающей или существенно ограничивающей поступление теплоносителя реакторного контура в полости оборудования и трубопроводов пароводяного контура.

При существенно малых расходах поступление воды (пара) в реакторный контур (ориентировочно, до десятков граммов в сутки и менее) возможна ситуация, при которой место течи является технически неопределимым. Неплотность (трещина или др.) может «закрываться» при переходе парогенератора в ремонтное состояние и при последующих попытках обнаружить (определить) локальное место истечения вследствие уменьшения перепада давления между контурами, уменьшения температуры конструкции в районе поиска, «забивания» отверстия истечения теплоносителем и его оксидами. Операции по поиску и глушению отверстия истечения могут стать существенно продолжительными, дорогостоящими (так как требуют вывода из работы энергоблока) с достаточно неопределенным результатом.

В отличие от контуров с щелочными жидкометаллическими теплоносителями (натрий, литий и др.) в контурах со свинцом и расплавом на его основе исключена возможность развития аварии с последующим лавинным разрушением элементов реакторного контура под воздействием струи воды (пара), поступающих в жидкометаллический теплоноситель. В последних аварийная ситуация может развиваться под действием «внешних» воздействий по отношению к процессу поступления воды (пара). Подобная аварийная ситуация имела место в ПГ МП-7 транспортной РУ со свинцово-висмутовым теплоносителем при аварийном истирании трубок парогенератора вследствие разрушения дистанционирующих планок трубной системы ПГ [6]. Очевидно, что в случае развития аварийной ситуации «межконтурная неплотность ПГ» под воздействием «внешних» причин процесс ее развития определяется этими причинами, которые и должны рассматриваться в качестве определяющих аварийную ситуацию в целом.

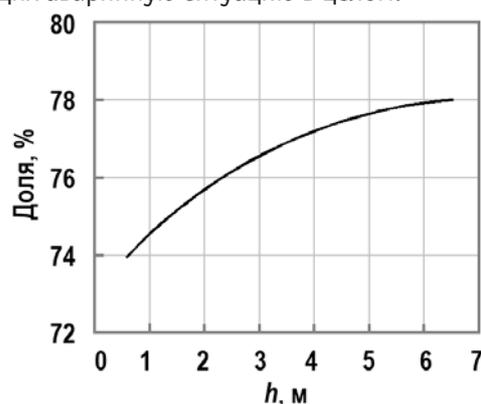


Рис. 1. Зависимость доли нескипевшей воды от заглубления места течи под уровень свинцового теплоносителя. Температура воды – 355°С, давление – 30 МПа

Согласно концепции «течь перед разрушением», которая вполне применима к условиям трубной системы в ПГ с ТЖМТ (перлитные, ферритно-мартенситные стали и др.), первоначальное истечение воды (пара) в процессе аварийной ситуации будет прохо-

дуть через отверстие (трещину и др.) малого размера. Проходя через такие отверстия, вода дросселируется и частично испаряется вследствие уменьшения ее давления до давления в реакторном контуре в месте течи, как показано на рис. 1 [8, 9].

Экспериментально и теоретически подтверждено [1 – 5, 9], что поступающая в ТЖМТ масса воды разбивается на пузыри за счет объемного вскипания, гидродинамического и теплового взаимодействия с жидкометаллическим теплоносителем. Температура капель воды в пузырях соответствует температуре насыщения при давлении в локальном участке контура жидкометаллического теплоносителя.

В диапазоне расходов от минимального расхода, при котором может быть обнаружено место истечения и устранена неплотность, до максимального расхода, при котором невозможна безопасная эксплуатация реакторной установки, в случае необходимости возможно ограниченное продолжение эксплуатации энергоблока на энергетических уровнях мощности. Особое значение эта возможность приобретает для установок малой и средней мощности, работающих на индивидуального или группу потребителей, например, энергоблоки для Заполярья, транспортабельных и транспортных установок, для которых требования к живучести РУ становятся более жесткими [14, 15].

Аспекты аварийной ситуации «межконтурная неплотность ПГ» в РУ с ТЖМТ отражены в публикациях [1 – 4]; результат этих работ обобщен в [5, 6, 11].

Целью работ, выполненных в НГТУ, является уточнение характеристик процессов, сопровождающих межконтурную неплотность ПГ при ограниченных расходах поступления воды (пара) в ТЖМТ в зависимости от геометрии узла ввода «легкой» фазы, режимных характеристик формируемого двухкомпонентного потока и его характеристик, полученных при проведении сопутствующих экспериментов на стендах с ТЖМТ.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТАНОВОК И МЕТОДИК ЭКСПЕРИМЕНТА

Исследования проводились со следующими вариантами узлов ввода воды (пара) в ТЖМТ.

1. Сопловые насадки с вводом и диспергацией воды (пара) за счет энергии давления, подаваемой в экспериментальную установку, для сопел истечения в виде

- круглых отверстий диаметром от 0,5 до 1,5 мм;
- горизонтально ориентированных щелей 1,4×15,0 и 0,8×10,0 мм;
- искусственно сформированной трещины протяженностью 10,0 мм с переменной толщиной зазора 10 – 200 мкм.

2. Ввод воды (пара) через боковое отверстие в рабочий зазор между вращающимся винтом и неподвижной втулкой лабиринтно-винтового насоса, перекачивающего свинцовый теплоноситель.

3. Ввод воды (пара) через боковое отверстие диаметром 3,0 мм в поток свинцового теплоносителя в суженной части эжектора диаметром 6,0 мм.

Температура свинцового теплоносителя в процессе испытания варьировалась в диапазоне 400 – 550°С. Циркуляция двухкомпонентного потока в контуре с ТЖМТ осуществляется за счет движущего напора создаваемого

- газлифтом при вводе воды (пара) на барботаж в «свободную» и «затесненную» емкости;
- центробежным насосом с подачей свинцового теплоносителя до 6,0 м³/ч;
- лабиринтно-винтовым насосом с подачей свинца до 2,5 м³/ч.

Температура воды, подаваемой на вход в экспериментальную установку, составляла 20°С, ее подача в ТЖМТ – от 0,5 до 200 м³/ч.

Контроль размеров пузырей «легкой» фазы в ТЖМТ, скорости их движения, серий пузырей и числа пузырей в серии осуществлялся с использованием времяпролетных

сигнализаторов конструкции НГТУ, заглубляемых под свободный уровень свинца от 2700 до 150 мм. Минимальный контролируемый размер пузырей «легкой» фазы составлял около 1,0 мм. Контроль локальной температуры в ТЖМТ и двухкомпонентном потоке осуществлялся микротермопарами, заглубленными под уровень свинца от 2700 до 130 – 140 мм и с установкой в паровом (парогазовом) объеме над свободным уровнем ТЖМТ. Сигналы от датчиков обрабатывались по соответствующим программам компьютеризированной системы сбора и обработки информации стенда.

При обсуждении результатов использовалась информация, полученная при испытаниях погружного осевого насоса НСО-01НГТУ с лопастными системами, моделирующими систему главного циркуляционного насоса (ГЦН) РУ БРЕСТ-ОД-300 [13]. Использовалась также информация, полученная при экспериментальном определении характеристик теплообмена при поперечном обтекании двухкомпонентным потоком «свинец – легкая» фаза» трубок, моделирующих трубки трубной системы парогенератора [10, 12].

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Устройство диспергации воды (пара) в виде рабочего зазора лабиринтно-винтового насоса (рис. 2) генерирует пузыри с размерами заведомо менее 1,0 мм, которые не фиксировались электроконтактными сигнализаторами в составе двухкомпонентного потока с одновременным заметным подъемом свободного уровня в емкости контура. Время дегазации (с опусканием свободного уровня ТЖМТ до исходного) объема теплоносителя после остановки насоса, прекращения циркуляции и ввода воды (пара) составило два – четыре часа. Разность температур пара над свободным уровнем свинца и его расплавом по сравнению с другими устройствами ввода рабочего тела в теплоноситель составила 30 – 50°C. Не зафиксированы частицы (мелкие капли) воды в виде белого тумана в выходящем паровом потоке и изменение гидравлического сопротивления трассы циркуляции ТЖМТ.

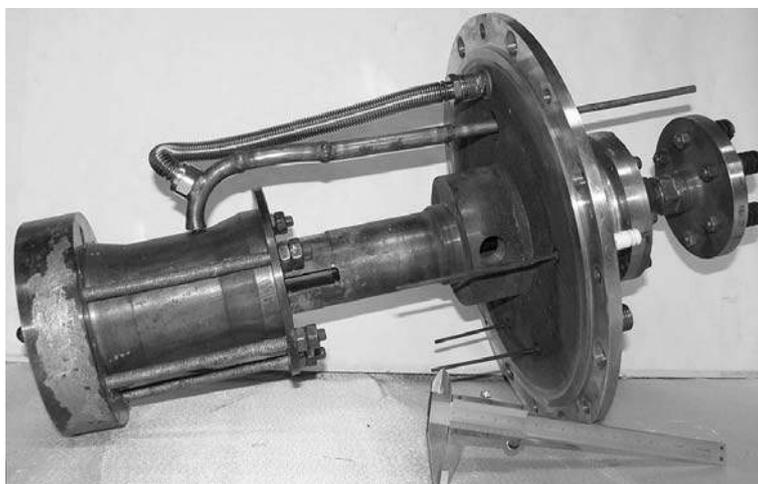


Рис. 2. Лабиринтно-винтовой насос с патрубком подвода воды в рабочий зазор

При вводе воды (пара) в поток в суженной части эжектора через 0,5 – 1,0 ч работы свободный уровень свинца поднимался, а ток электродвигателя насоса ТЖМТ уменьшался с 5,5 до 4,5 А (за счет перекачки менее плотной смеси ТЖМТ и «легкой» фазы) и восстанавливался до исходного после прекращения ввода воды (пара) в поток ТЖМТ. Зафиксирована интенсивная агломерация пузырей. При увеличении скорости вращения вала насоса с 1000 до 1500 об/мин заметного изменения числа фиксируемых пузырей не отмечается. Распределения числа крупных (2,0 – 20,0 мм) агломерированных пузырей консервативно к изменению расхода воды (пара), вводимых в ТЖМТ. Скорость

подъемного движения пузырей «легкой» фазы в трубопроводах и сепарирующей емкости составляла 0,3 – 1,4 м/с.

Анализ результатов с вводом воды (пара) через круглое отверстие диаметром 1,0 мм, через горизонтально ориентированные щели и искусственную трещину, на барботаж через слой свинца в режиме газлифта показывает, что размеры пузырей и скорость их всплытия практически не зависели от величины расхода воды (пара) (в диапазоне исследований) для всех испытанных вариантов узлов ввода рабочего тела (рис. 3, 4). Наименьший размер пузырей и, соответственно, наименьшая скорость всплытия пузырей зафиксированы у насадок с искусственными трещинами; наиболее вероятный размер пузырей составил около 1,0 мм и скорость всплытия – около 0,1 м/с. При такой насадке фиксируется значительная разница между размерами пузырей, контролируемых сигнализаторами при заглублениях 1740 и 830 мм под уровнем свинца, что свидетельствует об их дроблении в процессе всплытия.

Согласно расчетным оценкам [4, 5], длительность испарения капли воды размером 1,0 мм составляет примерно 30 с, а радиусом 0,1 мм – 1,5 с.

В экспериментах с подачей воды (пара) на барботаж через слой свинца при температуре 450 – 500°C полного испарения капель за время всплытия (30 с и более) не происходило. Над свободным уровнем ТЖМТ фиксировались мелкодисперсные капли конденсата воды в виде «белого» тумана, что качественно совпадает с расчетами. Экспериментально определенный коэффициент теплопередачи при испарении капли воды при контактом теплообмене – 0,145 кВт/м²°С почти в 1,5 раза меньше коэффициента теплопередачи через стальную стенку в аналогичных условиях. Такое соотношение определяется высоким термическим сопротивлением паровой прослойки, окружающей каплю воды.

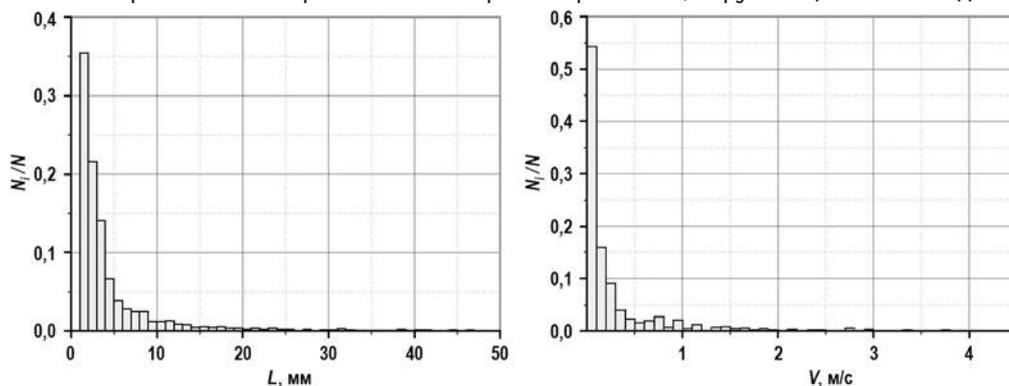


Рис. 3. Гистограммы распределения размеров и скорости всплытия паровых пузырей: расход воды через насадку 2,35, ЭКД2, заглубление под уровень свинца 1740 мм

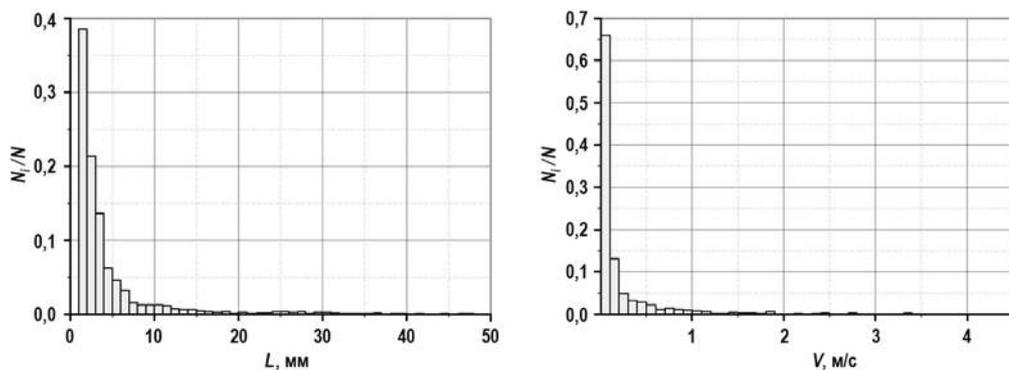


Рис. 4. Гистограммы распределения размеров и скорости всплытия паровых пузырей: расход воды через насадку 3,25, ЭКД2, заглубление под уровень свинца 1740 мм

Пульсации температуры в двухкомпонентном потоке, определенные термодинамическим зондом, перестают фиксироваться на подъемном участке потока выше заглубления насадки ввода «легкой» фазы на 0,4 – 0,5 м. Это объясняется диспергацией капель воды до размера 0,5 мм и менее, при котором их перестают фиксировать микротермомпары термозонда.

Самопроизвольное возрастание свободного уровня свинцового теплоносителя в контуре стенда ФТ-4 НГТУ (расход свинца до 2000 т/ч, температура 440 – 500°C, масса ТЖМТ около 10 тонн) фиксировалось при проведении испытаний моделей главного циркуляционного насоса (ГЦН) РУ БРЕСТ-ОД-300. В конструкции этого насоса участок отвода выполнен в виде «трубы постоянного напора», переливаясь из которой струи свинца падают на свободную поверхность теплоносителя и захватывают газовую фазу, транспортируя ее далее с потоком свинца. Через 1 – 1,5 ч работы стенда устанавливается динамическое равновесие между захватываемым и сепарирующимся из ТЖМТ газом.

«Набухание» свободного уровня составляло 150 – 200 мм, что соответствует 0,15 – 0,2 м³ расплава свинца. Расходомер стенда фиксировал увеличение объемного расхода теплоносителя при неизменном крутящем моменте, мощности и скорости вращения вала электродвигателя насоса. Время снижения свободного уровня теплоносителя в контуре до исходного после остановки электронасоса составило около двух часов.

При проведении в НГТУ экспериментов по определению характеристик теплообмена при поперечном обтекании труб 17×3,0 мм свинцовым теплоносителем были проведены исследования с вводом газа и пара в поток ТЖМТ перед экспериментальным участком [6], показавшие резкое изменение характеристик теплообмена в этом режиме. При введении в поток «легкой» фазы с расходом от 11,4 до 186 происходит резкое снижение температур наружной и внутренней стенок поверхностей теплообмена. Затем эти температуры резко возрастают, после чего циклический процесс повторяется. Фиксируются пульсации этих температур с постоянным периодом колебаний. Средняя амплитуда колебаний внешней (нагреваемой) поверхности трубок ($A_{нар} = 5^\circ\text{C}$) больше, чем внутренней (теплоотводящей) поверхности. При прекращении подачи газа амплитуда колебаний температуры снижается, после чего фиксируется ее стабилизация. При увеличении расхода «легкой» фазы до 250 первоначально возникают пульсации температур, описанные выше, затем при продолжении подачи с этим же расходом «легкой» фазы температуры внутренней и наружной стенок выравниваются, температурный напор становится равным нулю, что соответствует прекращению теплопередачи через поверхности трубки. При прекращении подачи «легкой» фазы в поток ТЖМТ в стенках появляются и возрастают пульсации температур амплитудой $A_{нар} = 8^\circ\text{C}$, $A_{вн} = 6^\circ\text{C}$ с периодом колебаний – 14,8 с. Длительные циклические колебания температур стенок теплообменных трубок могут привести к ее усталостному разрушению, что необходимо учитывать при проектировании трубной системы парогенератора в части его ресурсной работоспособности и надежности.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенный анализ и результаты экспериментов подтверждают принципиальную возможность продолжения эксплуатации РУ с ТЖМТ при возникновении аварийной ситуации «межконтурная неплотность парогенератора» с расходом поступающих в реакторный контур воды (пара) в эксплуатационно-безопасных пределах. Максимально допустимая величина определяется типом, мощностью установки и типом парогенератора.

Литература

1. Безносков А.В., Чурюмов В.И., Серов В.Е., Леонов В.Н., Смирнов В.П. Межконтурная неплотность парогенератора в контуре охлаждения реактора свинцовым теплоносителем /

/ Ядерная энергия и безопасность человека. Реферат № Е93. IV Ежегодная конференция ядерного общества РФ – Н. Новгород, 1993. С. 552-555.

2. Безносов А.В., Пинаев С.С., Давыдов Д.В., Молодцов А.А., Бокова Т.А., Мартынов П.Н., Рачков В.И. Экспериментальные исследования характеристик контактного теплообмена свинцовый теплоноситель - рабочее тело // Атомная энергия, - 2005. - Т. 98. - Вып. 3. - С. 182-187.

3. Безносов А.В., Бокова Т.А., Молодцов А.А. Экспериментальные исследования процессов, сопровождающих межконтурную неплотность парогенератора со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями и оптимизация его конструкции // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2006. - №4. - С. 3-18.

4. Безносов А.В., Бокова Т.А., Новожилова О.О., Матюнин А.К., Химич В.Л., Пичков С.Н. Экспериментальные исследования процессов, сопровождающих аварию «Межконтурная неплотность ПГ» в РУ с ТЖМТ // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2012. - №4. - С. 92-101.

5. Безносов А.В., Бокова Т.А. Оборудование энергетических контуров с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями в атомной энергетике. – Нижний Новгород: Нижегородский государственный технический университет. - 2012. - 536 с.

6. Безносов А.В., Бокова Т.А., Боков П.А. Технология и основное оборудование контуров реакторных установок, промышленных и исследовательских стендов со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями. / Нижегородский государственный технический университет. – Нижний Новгород: Литера. - 2016. - 486 с.

7. Справочник по теплогидравлическим расчетам. / Под ред. Б.С. Петухова. Т. 1. - М.: Энергоатомиздат. - 1987. - 360 с.

8. Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Тепломассообмен в ядерных энергетических установках. - М.: Энергоатомиздат. - 2000. – 456 с.

9. Безносов А.В., Новожилова О.О., Молодцов А.А., Савинов С.Ю., Бокова Т.А., Химич В.Л. Характеристики теплообмена моделей поверхностей активной зоны и парогенератора при регулировании содержания примеси в контуре со свинцовым теплоносителем // Атомная энергия. - 2008. - Т. 104, вып.2. - С. 74-80.

10. Безносов А.В., Ярмонов М.В., Новожилова О.О., Зудин А.Д., Черныш А.С. Экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик потока при поперечном обтекании труб парогенератора свинцовым теплоносителем // Атомная энергия. - 2015. - Т. 118. - № 5. - С. 266-271.

11. Безносов А.В., Степанов В. С., Леонов В.Н. Оборудование энергетических контуров с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями в атомной энергетике. Н. Новгород, 2008. - 690 с.

12. Безносов А.В., Боков П.А., Новожилова О.О., Бокова Т.А., Соловьев А.О. Проблемы регулирования температуры расплава свинца на экспериментальном стенде ФТ-4 НГТУ // Труды НГТУ им. Р.Е. Алексеева. - 2015. - № 1. - С. 134-138.

13. Безносов А.В., Дроздов Ю.Н., Антоненков М.А., Бокова Т.А., Львов А.В., Лемехов В.В. Экспериментальное исследование проточной части модели осевого главного циркуляционного насоса реакторной установки с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем // Вестник машиностроения. - 2014. - № 2. - С. 53-56.

14. Безносов А.В., Новожилова О.О., Молодцов А.А., Ярмонов М.В., Боков П.А., Назаров А.В. Реакторные установки с горизонтальными парогенераторами // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. - 2013. - № 3. - С. 131-134.

15. Безносов А.В., Львов А.В., Боков П.А., Лемехов В.В., Ларькина Ю.А. Ядерная энергетическая установка / Патент на полезную модель RUS 123183 25.06.2012.

Поступила в редакцию 11.03.2016 г.

Авторы

Безносов Александр Викторович, профессор

E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Бокова Татьяна Александровна, доцент

E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Новожилова Ольга Олеговна, доцент

E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Мелузов Александр Георгиевич, доцент

E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Метринский Роман Андреевич, магистрант
E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Новинский Эрнест Георгиевич, главный специалист
E-mail: novinsky@okbm.nnov.ru

UDC 621.039

EXPERIMENTAL STUDIES INTO THE PROCESSES ACCOMPANYING AN INTERCIRCUIT STEAM GENERATOR BREAK IN THE SAFE OPERATING LIMITS IN HLMC REACTOR FACILITIES

Beznosov A.V. *, Bokova T.A. *, Novozhilova O.O. *, Meluzov A.G. *, Metrinsky R.A. *, Novinsky E.G. **

* NSTU n.a. R.E. Alekseev

24, Minin str., Nizhnij Novgorod, 603950 Russia

** JSC «Africantov OKB Mechanical Engineering»

15, Burnakovskiy proezd, Nizhny Novgorod, 603074 Russia

ABSTRACT

The results of the processes accompanying emergency «leakage of the steam generator (SG) between circuits» in the operating and safety limits in the reactor facilities with lead and lead-bismuth coolant (HLMC). Consumption of water, steam, entering through leaks in the coolant, consistent bubble and, in part, flare regimes expiration with the simulation conditions of the steam generator operation. Varied water flow regimes, the steam through the expiration of the holes of different geometry in the pipe system of SG, through a side opening in the narrowed portion of the ejector in the working gap of the labyrinth-screw pump with simulations varying degrees of dispersion bubbles «easy» phase in the coolant. The temperature of the molten lead was 400 – 550°C, pressure – 0,1 – 4,0 kgf²/cm, the water temperature at the inlet to the experimental plot 20°C, water pressure – 0,2 – 8,0 kgf²/cm, the water flow introduced into the liquid metal coolant – 0,5 – 200 kg/hr continuous steam pressure on the free surface of the coolant lead to 10.0 m³/m²·hr.

To vary the geometry of the flow channels of two-component streams: HLMC -water, steam, as well as design elements, streamlined two-component stream.

The results of analysis of investigation confirms the continuing ability exploitation the reactor plant with HLMC when the «leak the steam generator between circuits» crash occurs, with water and steam flow in exploitation-safety limits.

During such reactor circuit crash the pipes of steam generator system are exposed by strong temperature cycle vibrations. These vibrations could lead to fatigue damage of the pipes. It should be considered in designing of the steam generator system pipes in part of its resource and safety.

Key words: steam leak between circuits, HLMC RP, coolant, heat exchange.

REFERENCES

1. Beznosov A.V., Churyumov V.I., Serov V.E., Leonov V.N., Smirnov V.P. Steam leak in the cooling circuit of the torus-reactions coolant lead. *Nuclear energy and human security*. Abstract number E93. *The 4th Annual Conference of the nuclear Society RF*. Nizhny Novgorod. 1993, pp. 552-555 (in Russian).
2. Beznosov A.V., Pinaev S.S., Davydov D.V., Molodtsov A.A., Bokova T.A., Martynov P.N., Rachkov V.I. Experimental studies of the characteristics of the contact heat exchange lead coolant - working body. *Atomnaya Energiya*. 2005, v. 98, no. 3, pp. 182 – 187 (in Russian).

3. Beznosov A.V., Bokova T.A., Molodcov A.A. Experimental investigations of processes accompanying intercontinental-temperature-leak steam generator with a lead and lead-bismuth-coolant. Teleconference and optimization of its design. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2006, no. 4, pp. 3 – 18 (in Russian).
4. Beznosov A.V., Bokova T.A., Novozhilova O.O., Matyuhin A.K., Himich V.L., Pichkov S.N. Experimental studies of the processes accompanying the accident «SG leakage between circuits» in the RP with HLMC. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2012. no. 4, pp. 92 – 101 (in Russian).
5. Beznosov A.V., Bokova T.A. The power circuit equipment with heavy liquid metal coolant in the nuclear industry. Nizhny Novgorod. Nizhny Novgorod State Technical University Publ., 2012. 536 p. (in Russian).
6. Beznosov A.V., Bokova T.A., Bokov P.A. Technology and outlines the basic equipment of reactor plants, industrial and research stands with lead and lead-bismuth coolant. Nizhny Novgorod. Litera Publ., 2016. 486 p. (in Russian).
7. Petukhov B.S. Handbook of thermal-hydraulic calculations. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1987. 360 p. (in Russian).
8. Kirillov P.L. Bogoslovskaya G.P. Heat and mass transfer in nuclear power plant. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2000. 456 p. (in Russian).
9. Beznosov A.V., Novozhilova O. O., Molodtsov A. A., Savinov S. Yu., T. A. Bokova, Khimich V. L. Characteristics of heat transfer of surface models of the active zone and the steam generator at the regulation of the NII of content of impurities in circuit with lead coolant. *Atomnaya Energiya*. 2008, v. 104, no. 2, pp. 74-80 (in Russian).
10. Beznosov A.V., Aronov M. V., Novozhilova O.O., Zudin A.D., Chernysh A.S. Experimental study of thermal-hydraulic characteristics of flow at a cross flow tubes steam-generator lead coolant. *Atomnaya Energiya*. 2015, v. 118, no. 5, pp. 266-271 (in Russian).
11. Beznosov A.V., Stepanov V.S., Leonov V.N. Equipment power circuits with heavy liquid metal coolants in nuclear power. Nizhny Novgorod, 2008. 690 p. (in Russian).
12. Beznosov A.V., Bokov P.A., Novozhilova O.O., Bokova T.A., Soloviev O.A. Problems highway control-of the temperature of the melt of lead at the test bench FT-4 NSTU. *Proceedings of NSTU n.a. R. E. Alekseev*. 2015, no. 1, pp. 134-138 (in Russian).
13. Beznosov A.V., Drozdov Yu. N., Antonenkov M. A., Bokova T. A., Lvov A.V., Lemekhov V.V. Experimental study of the flow part of axial pumps main circulation-sa reactor installations with heavy liquid metal coolant. *Vestnik mashinostroeniya*. 2014, no. 2, pp. 53-56 (in Russian).
14. Beznosov A.V., Novozhilova O.O., Molodtsov A.A., Aronov M.V., Bokov P.A., Nazarov A.V. Reactor plant with horizontal steam generators. *VANT. Ser. Fizika Yadernykh Reaktorov*. 2013, no. 3, pp. 131-134 (in Russian).
15. Beznosov A.V., Lvov V.A., Bokov P.A., Lemehov V.V., Lar'kina Y.A. Nuclear power plant. Patent for useful model RUS 123183 25.06.2012 (in Russian).

Authors

Beznosov Alexander Viktorovich, Professor

E-mail: beznosov@nntu.nnov.ru

Bokova Tatiana Alexandrovna, Assistant Professor

E-mail: tatabo@bk.ru

Novozhilova Olga Olegovna, Assistant Professor

E-mail: oo.novozhilova@gmail.com

Meluzov Alexander Georgievich., Assistant Professor

E-mail: meluzov@mail.ru

Metriskiy Roman Andreyevich, Undergraduate

E-mail: rmetriskiy@mail.ru

Novinsky Ernest Georgievich., Chief Specialist

E-mail: novinskiy@okbm.nnov.ru

О МОНИТОРИНГЕ КОНЦЕНТРАЦИИ ВОДОРОДА В ПОДПОЧВЕННОМ ВОЗДУХЕ НА ТЕКТОНИЧЕСКОМ РАЗЛОМЕ ТЕРРИТОРИИ, ПРИЛЕГАЮЩЕЙ К АЭС

Г.К. Игнатенко, П.И. Гремченко, Ю.М. Глушков

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

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



Рассмотрены особенности процесса дегазации по тектоническим разломам, выхода водорода и его контроля как одного из показателей геодинамики, дополняющих информационную базу по контролю суффозионно-карстовых процессов и сейсмологического мониторинга особо ответственных объектов в платформенных районах. Указаны некоторые преимущества мониторинга концентрации водорода для оценки сейсмических и геодинамических условий района размещения и площадки АЭС. Представлены результаты полевых измерений концентрации подпочвенного водорода по маршруту, перпендикулярному линии тектонического разлома. Показано, что концентрация подпочвенного водорода в зоне тектонического разлома принимает экстремальные значения. Данные о концентрации водорода, полученные в ходе мониторинга, могут дополнять информацию о геофизической обстановке (динамике суффозионно-карстовых процессов и сейсмической напряженности) в районе расположения АЭС и других промышленных и гражданских объектов с целью обеспечения безопасности их эксплуатации.

Ключевые слова: дегазация, суффозионно-карстовый процесс, сейсмологический мониторинг, флюиды, концентрация водорода, атомная электростанция, слабая сейсмичность.

ВВЕДЕНИЕ

Изучение современных геодинамических процессов, вызывающих катастрофические последствия, является одним из приоритетных направлений в науках о Земле и важной научно-технической проблемой промышленного и гражданского значения. Интенсивное природное и техногенное воздействие на геологическую среду приводит к ускоренной деградации и нарушению равновесия в установившихся комплексах горных пород. Это определяет актуальность исследований зон геозекологического риска, прогнозирования природных катастроф и разработки мер по уменьшению наносимого ими ущерба.

Объекты экологического риска (АЭС, промышленные, гражданские здания, сооружения и агропромышленные комплексы), находясь в геологической среде, могут подвергаться воздействию активизированных локальных геодинамических явлений (сейсмические процессы, оползни, карстообразование, флюидообменные процессы, суффозия и т.д.) как на стадии строительства, так и на стадии эксплуатации, вызывая технологические, экологические катастрофы и отчуждения значительных территорий в аграрнопро-

© Г.К. Игнатенко, П.И. Гремченко, Ю.М. Глушков, 2016

мышленном комплексе. Прогрессирование этих явлений делает актуальными работы, связанные с изучением геодинамических процессов (изменение сейсмической напряженности и суффозионно-карстовых образований) по флюидным проявлениям в литосфере.

Флюидные системы, находясь в непрерывном движении, участвуют в перераспределении напряженно-деформированного состояния земной коры. Они определяют современную активность разломов, расположенных в сейсмоактивных и платформенных областях [1, 2]. Среди современных методов исследования флюидо-динамических процессов земной коры наиболее эффективными являются гелиевый и радоновый эманационный мониторинги. В последнее время начинает внедряться в практику натуральных измерений состояния флюидных систем водородный метод [3, 4].

В составе глубинных флюидов наряду с ювенильной водой, водородом, метаном и другими углеводородами присутствуют кислые газы H_2S , HCl , HF [6]. Поскольку температурный градиент в земной коре составляет около $20\text{ }^\circ\text{C}/\text{км}$, то из глубин к поверхности поступает теплая ювенильная вода, подкисленная сильными кислотами.

Практически вся Русская равнина, на которой сосредоточены объекты ядерной энергетики, покрыта осадочными карбонатно-терригенными отложениями, поэтому такая вода способствует ускорению суффозионно-карстовых процессов. Известно, что в результате карстовых процессов подстилающие почву горные породы теряют прочность. Это приводит к проседанию грунта, что делает данные участки территории отчужденными.

Диффузия газов – глубинных флюидов, в том числе и водорода – сквозь минералы, составляющие земную кору, практически ничтожна. Поэтому глубинные флюиды выходят на поверхность через многочисленные геодинамические нарушения в зонах разломов континентальных плит.

Очень важным информационным фактором процесса дегазации является ее динамика, связанная с сейсмической обстановкой района. Во многих случаях землетрясения тектонического происхождения сопровождаются увеличением содержания водорода в воздухе на территории эпицентра и прилегающих площадях [5, 6]. Согласно ОСП-97 (сейсмическое районирование территории Российской Федерации) [7, 8], сейсмическая опасность значительных территорий существенно повысилась, в том числе и для платформы, ранее считавшейся пассивной и безопасной. Это определяет актуальность ужесточения требований к обеспечению сейсмостойкости и геозекологической безопасности АЭС и других промышленных и гражданских объектов, наблюдениям за сейсмическим режимом и состоянием геодинамических зон при инженерных изысканиях для выбора площадки и разработки проекта, а также к сейсмологическому и геозекологическому мониторингу для контроля стабильности параметров проектной основы при сооружении, эксплуатации и выводе АЭС из эксплуатации.

Как отмечается в работе [13], настоящий инструментальный сейсмологический мониторинг направлен на регистрацию возмущений различных полей, и не фиксирует геофизические особенности фонового процесса, который занимает преимущественное время в сейсмическом цикле. Между возмущением какого-либо параметра и сейсмическим актом проходят многие месяцы или годы фонового процесса, а положение эпицентра (гипоцентра) и области возмущений не совпадают в пространстве. Что прогнозировать?

Сейсмологический мониторинг ведется в поверхностном слое земной коры. Он практически не нагружен и расслоен, и на него действуют фоновые поля. В этом же слое происходит разгрузка природных газов из более глубоких горизонтов. Поверхностный слой не связан прямо с зоной, где начинают формироваться условия для проявления сейсмических событий. Влияние поверхностного слоя исчезает глубже 5–6 км.

Такой подход прогноза предвестников землетрясений заведомо является проигрышным.

В сейсмическом процессе не рассматривалась планетарная водородная дегазация Земли, хотя восходящие планетарные потоки легких газов весьма велики. Водородная

дегазация оказывает существенное влияние на формирование мегаструктур и процессы, протекающие в среде. Это ранее не учитывалось. Например, водород вызывает аморфизацию и текстурирование граничных структур, которые могут обеспечивать сверхконтрастное движение литосферных блоков относительно друг друга и движение океанической коры в мантию. Именно это и наблюдается. Фиксируется колебательный режим изменения параметров среды как следствие водородной дегазации.

Необходимо иметь в виду, что проявление масштабности процессов дегазации и их геологические следствия невозможно моделировать в лабораторном эксперименте.

ВОДОРОД КАК ТРАССЕР ДЕГАЗАЦИИ

Благодаря разработанным в последнее время портативным водородным газоанализаторам [9] стало возможным использовать водород в качестве трассера, определять места эксгаляции глубинных флюидов на местности, тем самым контролировать динамику геодинамических процессов как суффозионно-карстовых и сейсмическую активность, дополняя информационность сейсмологического мониторинга.



Рис. 1. Водородный газоанализатор ВГ-2А. Разработка НИЯУ МИФИ



Рис. 2. Пример суффозионно-карстового проседания поверхности почвы на территории центральной части Русской равнины, Тверская обл.

Отработка методики измерения концентрации водорода в подпочвенном воздухе производилась с помощью разработанного прибора ВГ-2А (рис. 1) и пробоотборника [9 – 11]. В местах измерения, где был выход глубинных флюидов, концентрация водо-

рода в пробах с увеличением глубины отбора росла, достигая на глубинах до одного метра 100 и более пропромилле.

Карстовые процессы в подстилающих карбонатных отложениях проявляются на поверхности вначале так называемыми кольцевыми структурными проседаниями – блюдцеобразными углублениями, глубина и диаметр которых со временем увеличиваются. Проявление карстовых процессов на поверхности обусловлено суффозией – разрушением пород вследствие их выщелачивания и выноса подземными водами мельчайших нерастворимых минеральных частиц, в результате чего объем породы уменьшается. Суффозия сопровождается оседанием вышележащей толщи с образованием на поверхности западин, суффозионных воронок и «блюдца». Эти образования имеют размеры от единиц до сотен метров в плане, глубина доходит до нескольких метров (рис. 2).

В настоящее время безопасность АЭС по геодинамике суффозионно-карстовых процессов и сейсмической стойкости обеспечивается обоснованием отсутствия на площадке активных разломов, учетом при обеспечении сейсмостойкости ПЗ и МРЗ и контролем стабильности параметров, принятых в проектной основе, при сооружении, эксплуатации и выводе АЭС из эксплуатации. Важная роль в обеспечении сейсмической безопасности АЭС отводится режимным инструментальным сейсмологическим наблюдениям, выполняемым в составе инженерных изысканий для обоснования выбора площадки, определения параметров ПЗ и МРЗ, а также сейсмологическому мониторингу с целью контроля стабильности параметров проектной основы на всех этапах жизненного цикла объектов [5 – 7]; суффозионно-карстовые и другие геодинамические процессы при этом не контролируются [12].

МОНИТОРИНГ КОНЦЕНТРАЦИИ ВОДОРОДА В ПОДПОЧВЕННОМ ВОЗДУХЕ

Участок для проверки и отработки методики полевых измерений концентрации подпочвенного водорода в районе зоны наблюдения Калининской АЭС был предложен сотрудниками предприятия ООО НПО «Гидротехпроект». Располагается он у озера Удомля на геологическом разломе. Схема участка представлена на рис. 3

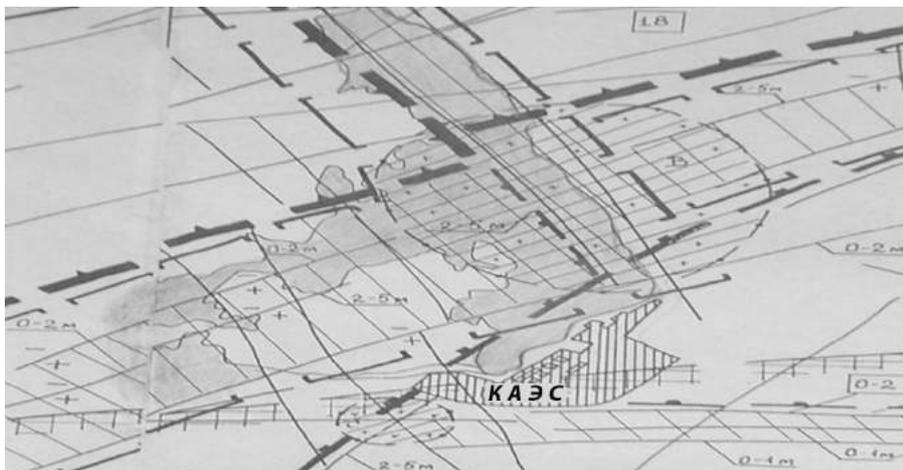


Рис. 3. Карта ОСР-97 геологических разломов на территории, прилегающей к КАЭС

Тверская область, где находится Калининская АЭС, расположена в центральной части Русской равнины. В геолого-структурном отношении она расположена на западном крыле Московской синеклизы.

По результатам геолого-геофизической изученности установлено, что на территории области, как и на всей Восточно-Европейской платформе, дочетвертичные отложения представлены тремя структурными мегакомплексами. Первый из них

слагает кристаллический фундамент, а два других – осадочный чехол платформы. Кристаллический фундамент на территории области имеет блоковое строение, обусловленное серией крупных разломов главенствующего восток-северо-восточного направления.

Целевым назначением работ по ведению мониторинга геологической среды является пополнение информации, характеризующей динамику экзогенных геологических процессов в естественных и нарушенных техногенным воздействием условиях в районах геологических разломов.

На территории Тверской области по степени ее пораженности, активности проявления развиты следующие основные генетические типы природных экзогенных геологических процессов: заболачивание, эрозия, оползни, карст.

Подземный карст имеет широкое развитие, однако степень пораженности территории процессами подземного карстообразования по площади недостаточно изучена.

Подземные карстопроявления в виде подземных полостей, закарстованных трещин, разрушенных до щебня и муки пород отмечены практически повсеместно, где вскрывались и изучались карбонатные породы на глубину. В целом же закарстованность карбонатных пород в пределах области составляет от долей процентов до 20 – 30 %.

Несмотря на незначительную степень активности процессов карстообразований области, при строительстве объектов необходимо учитывать даже отдельные проявления карста не только с точки зрения непосредственной угрозы с его стороны при строительстве, но и в плане техногенного влияния на карстово-суффозионные процессы. Хозяйственная деятельность может изменить сложившееся равновесие геологических условий в сторону, благоприятную для развития карста.

Маршрут полевых измерений был выбран в перпендикулярном направлении к линии разлома с интервалом между скважинами около 100 метров с целью определения максимального значения концентрации водорода и соответствия координаты этой скважины координате линии геологического разлома (рис. 4).

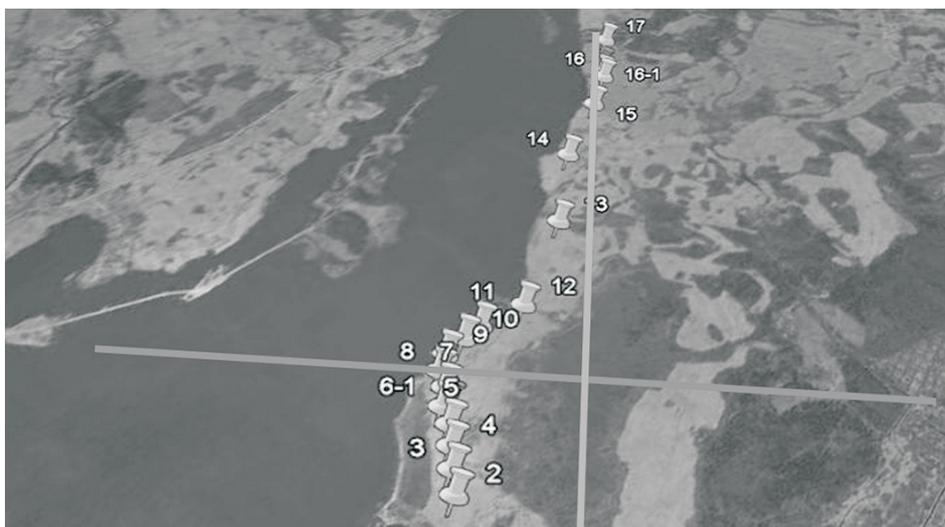


Рис. 4. Озеро Удомля. Расположение скважин относительно геологических разломов

Результаты полевых измерений представлены в табл. 1 и на рис. 5.

Проведенные полевые измерения концентрации водорода в маршрутных скважинах показали максимальные значения в скважинах №6 и 16, расположенных на

линии геологического разлома.

Таблица 1

Номер скважины	Глубина скважины, м	Концентрация водорода в скважине, ррп	Координата скважины		Дата замера
			широта	долгота	
2	0,7	48	57° 56'31.68"	35° 03'46.82"	08.07.2015
3	0,75	175	57° 56'34.36"	35° 03'41.54"	08.07.2015
4	0,75	30	57° 56'56.73"	35° 03'36.95"	08.07.2015
5	0,75	76	57° 56'39.07"	35° 03'32.02"	08.07.2015
6	0,75	>500	57° 56'41.33"	35° 03'27.57"	08.07.2015
6-1	0,75	>500	57° 56'40.52"	35° 03'27.30"	09.07.2015
7	0,75	39	57° 56'43.09"	35° 03'23.82"	09.07.2015
8	0,75	20	57° 56'44.48"	35° 03'19.34"	09.07.2015
9	0,7	70	57° 56'47.34"	35° 03'16.23"	22.07.2015
10	0,75	170	57° 56'50.86"	35° 03'16.28"	22.07.2015
11	0,75	22	57° 56'54.24"	35° 03'16.54"	22.07.2015
12	0,7	72	57° 57'01.13"	35° 03'20.15"	22.07.2015
13	0,65	71	57° 57'18.17"	35° 03'06.27"	23.07.2015
14	0,7	256	57° 57'32.16"	35° 02'48.86"	23.07.2015
15	0,75	249	57° 57'46.46"	35° 02'38.22"	23.07.2015
16	0,7	300	57° 57'55.09"	35° 02'29.28"	24.07.2015
16-1	0,7	300	57° 57'54.42"	35° 02'30.90"	24.07.2015
16-2	0,7	300	57° 57'56.13"	35° 02'27.84"	24.07.2015
17	0,7	180	57° 58'04.42"	35° 02'17.58"	24.07.2015

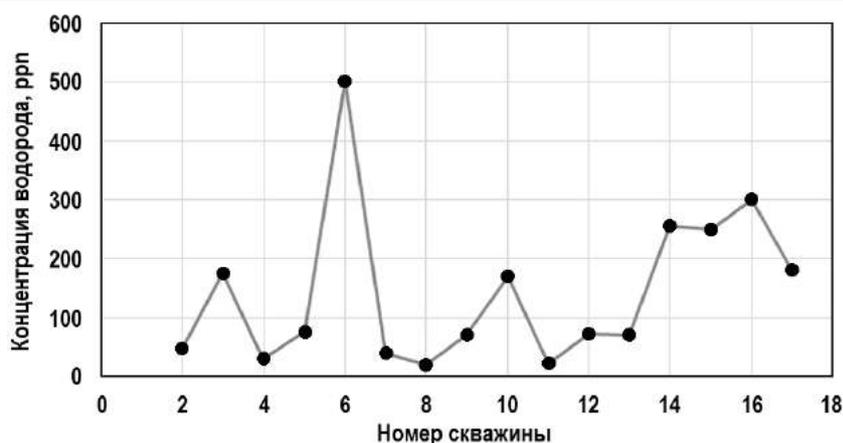


Рис. 5. Концентрация водорода в скважинах на территории геологических разломов

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Анализ полученных результатов позволяет констатировать, что прибор и методика измерения концентрации водорода в подпочвенном воздухе достаточно чувствительны, и могут быть рекомендованы для контроля процессов дегазации, государственного мониторинга геологической среды, дополнять информацию о геофизической обстанов-

ке (динамике суффозионно-карстовых процессов и сейсмической напряженности) в районе расположения АЭС и других промышленных и гражданских объектов с целью обеспечения безопасности их эксплуатации.

Литература

1. *Осика Д.Г.* Флюидный режим тектонически-активных областей. – М.: Наука, 1981. – 204 с.
2. *Сывороткин В.Л.* Глубинная дегазация Земли и глобальные катастрофы. М.: 000 «Геоинформцентр», 2002. – 205 с.
3. *Литовченко А.В., Игнатенко Г.К., Литвинов А.В., Глушков Ю.М.* Некоторые экологические процессы в местах выхода глубинного водорода. / Материалы международной научной конференции «Глобальные экологические процессы». – М.: 2-4 октября 2012 г. – С. 300-302.
4. *Ларин В.Н., Ларин Н.В., Литовченко А.В., Игнатенко Г.К.* Безопасность АЭС в условиях интенсификации глубинной дегазации Земли. / Доклад на научной сессии МИФИ, февраль 2012 г.
5. *Обжиров А.И., Пуцин И.К., Коровицкая Е.В.* Распределение водорода и углеводородных газов в островодужной системе Тонга // Тихоокеанская геология. – 2012 г. – Т.31. – № 4. – С. 87-92.
6. *Навроцкий О.К., Тимофеев Г.И., Титаренко И.А., Писаренко Ю.А., Диброва А.И., Глухова Е.В.* Газовые поля в зоне сочленения сложнопостроенных крупных геоструктурных блоков юго-восточной части Русской платформы (по региональному профилю Уварово-Свободный, Саратовская область) // Известия Саратовского университета. Новая серия. Серия: Науки о Земле. – 2012. – Т. 12. – № 2. – С. 77-84.
7. *Бугаев Е.Г., Кишкина С.Б., Санина И.А.* Особенности сейсмологического мониторинга районов размещения объектов атомной энергетики на восточно-европейской платформе. // Ядерная и радиационная безопасность. – 2012. – №3. – С. – 65.
8. РБ-019-01. Руководство по безопасности. «Оценка сейсмической опасности участков размещения ядерно- и радиационно опасных объектов на основании геодинамических данных». Постановление Госатомнадзора РФ от 29.12.2001 г. №10. Портал нормативных документов: <http://www.opengost.ru/>
9. *Литовченко А.В., Игнатенко Г.К., Ларин Н.В., Глушков Ю.М., Литвинов А.В.* Патент на полезную модель № 131487. МПК G01N. Бур для отбора проб подпочвенного воздуха / Заявитель и патентообладатель Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (НИЯУ МИФИ); опубл. 20.08.2013. Бюл. № 22.
10. *Литовченко А.В., Игнатенко Г.К., Ларин Н.В., Глушков Ю.М., Литвинов А.В.* Патент на полезную модель №132557. МПК G01N. Устройство для отбора проб подпочвенного воздуха / Заявитель и патентообладатель Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (НИЯУ МИФИ); опубл. 03.10.2013. Бюл. № 22.
11. *Литовченко А.В., Игнатенко Г.К., Ларин Н.В., Литвинов А.В., Николаев И.Н.* Патент на изобретение №2502977. Способ определения интенсивности выделения газов легче воздуха с поверхности пористых объектов и устройство для его осуществления. 27.12.2013.
12. *Худяков Г.И.* Геоэкологические проблемы Балаковской АЭС. // Поволжский экологический журнал. – 2003. – №3. – С. 285-296.
13. *Гуфельд И.Л., Матвеева М.И., Новоселов О.Н.* Почему мы не можем осуществить прогноз сильных коровых землетрясений. // Geodynamics & Tectonophysics. – 2011. – Vol. 2. – № 4. – PP. 378–415. – DOI: 10.5800/GT 2011 2 4 0051.

Поступила в редакцию 19.02.2016 г.

Авторы

Игнатенко Георгий Константинович, доцент, канд. техн. наук

E-mail: igkobninsk@mail.ru

Гремченко Петр Иванович, старший преподаватель

E-mail: ecology@iate.obninsk.ru

Глушков Юрий Михайлович, доцент, канд. хим. наук

E-mail: ecology@iate.obninsk.ru

HYDROGEN CONCENTRATION MONITORING IN SUBSOIL AIR ON TECTONIC FAULTS ON THE TERRITORY ADJACENT TO NPP

Ignatenko G.K., Gremchenko P.I., Glushkov Yu.M.

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

ABSTRACT

Presented degassing process by tectonic fractures, the yield of hydrogen and its management as one of the indicators of geodynamics, more information base for monitoring of geodynamic and karst-suffosion processes and seismic monitoring of critical facilities, industrial and civil values in the platform areas.

Thanks to recently developed a portable hydrogen gas analyzers has become possible to use hydrogen as a tracer to determine the place of deep exhalation of fluids on the ground, thereby to control the dynamics of geodynamic processes like suffosion - karst and seismic activity, complementing the seismological monitoring of information.

Some of the benefits of monitoring the hydrogen concentration to assess the seismic and geodynamic conditions of the area of placement and operation of nuclear power sites.

As the object of field research area of Kalinin NPP was used, where according to the geological work identified tectonic fault.

Intended purpose of works on monitoring of the geological environment is the addition of information that characterizes the dynamics of exogenous geological processes in natural and anthropogenic influence of disturbed conditions in the areas of geological faults.

In the area of geodynamic active zone associated with a deep fault in the accommodation area of Kalinin Nuclear Power Plant marked the activity of karst and suffosion processes lineament zones of increased fracturing of rocks, form a ring structure subsidence, changes in the landscape structure dynamics.

The results of field measurements of subsurface hydrogen concentration along the route perpendicular to the tectonic fault lines.

It is shown that the concentration of hydrogen in the subsurface zone of tectonic fault takes extreme values, indicating that the activation of the geodynamic setting.

Key words: degassing, suffosion-karst processes, seismological monitoring, fluids, hydrogen concentration, nuclear power, weak seismicity.

REFERENCES

1. Osika D.G. Fluid regime of tectonically active regions. Moscow. Nauka Publ., 1981. 204 p. (in Russian).
2. Syvorotkin V.L. Deep degassing of the Earth and global catastrophes. Moscow. Geoinformcentr Publ., 2002. 205 p. (in Russian).
3. Litovchenko A.V., Ignatenko G.K., Litvinov A.V., Glushkov Yu.M. Some environmental processes in places where the depth of hydrogen. Proceedings of the International scientific conference «Global environmental processes». Moscow. Oct. 2-4, 2012, pp. 300-302 (in Russian).
4. Larin V.N., Larin N.V., Litovchenko A.V., Ignatenko G.K. Safety of nuclear power plants in terms of intensification of deep degassing of the Earth. Report at the Scientific Session of Moscow Engineering Physics Institute, February, 2012 (in Russian).
5. Obzhairov A.I., Leo I.K., Korovitsky E.V. Distribution of hydrogen and hydrocarbon gases in Tonga island arc system. Pacific Geology. 2012, v.31, no. 4, pp. 87-92 (in Russian).
6. Nawrocki O.K., Timofeev G.I., Titarenko I.A., Pisarenko Yu.M., Dibrova A.I., Glukhov E.V. Gas

fields at the junction of complex large geostructural blocks southeast part of the Russian Platform (Regional profile Uvarovo-Free, Saratov region). Proceedings of the Saratov University. New episode. Series: Earth sciences. 2012. v. 12, no. 2, pp. 77-84 (in Russian).

7. Bugaev E.G., Kishkin S.B., Sanin I.A. Features seismological monitoring of areas where nuclear power facilities on the East European platform. *Yadernaya i radiacionnaya bezopasnost'*. 2012, no. 3, p. 65 (in Russian).

8. RB-019-01. Safety Guide. Evaluation of seismic hazard areas placement of nuclear and radiation hazardous objects on the basis of geodynamic data. Resolution GAN RF from 29.12.2001 no. 10. Portal normativnyh dokumentov. Available at <http://www.opengost.ru/> (in Russian).

9. Litovchenko A.V., Ignatenko G.K., Larin N.V., Glushkov Yu.M. The patent for utility model no. 131487. IPC G01N. Bur for sampling subsoil air; applicant and patented Federal State Autonomous Educational Institution of Higher Professional Education «National Research Nuclear University» Moscow Engineering Physics Institute (MEPhI); publ. 08.20.13. Bul. no. 22 (in Russian).

10. Litovchenko A.V., Ignatenko G.K., Larin N.V., Glushkov Yu.M., Litvinov A.V. A utility model patent no. 132557. IPC G01N. A device for sampling subsoil / air; applicant and patentee Federal State Autonomous Educational Institution of Higher Professional Education «National Research Nuclear University» Moscow Engineering Physics Institute (MEPhI); publ. 03.10.13. Bul. no. 22 (in Russian).

11. Litovchenko A.V., Ignatenko G.K., Larin N.V., Litvinov A.V., Nikolaev I.N. The patent for the invention no. 2502977. The method for determining the intensity of emission of gas is lighter than air from the surface of porous objects and device for its implementation. 12.27.2013 (in Russian).

12. Hudyakov G.I. Geoenvironmental problems of Balakovo NPP. *Povolzhskij ekologicheskij zhurnal*. 2003, no. 3, pp. 285-296 (in Russian).

13. Gufeld I.L., Matveeva M.I., Novoselov O.N. Why we cannot predict strong earthquakes in the Earth's crust. *Geodynamics & Tectonophysics*. 2011, v. 2, no. 4, pp. 378-415. DOI: 10.5800/GT 2011 2 4 0051 (in Russian).

Authors

Ignatenko Georgij Konstantinovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: igkobninsk@mail.ru

Gremchenko Pyotr Ivanovich, Senior Lecturer

E-mail: ecology@iate.obninsk.ru

Glushkov Yuriy Mihajlovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: ecology@iate.obninsk.ru

ОТ РЕДАКЦИОННОЙ КОЛЛЕГИИ

Уважаемые авторы!

В Правилах оформления статей для журнала «Известия вузов. Ядерная энергетика» рекомендуется включать в пристатейный список от шести до 18-ти ссылок на литературные и сетевые источники.

В то же время для статей, размещаемых в международных наукометрических базах данных Web of Science и Scopus, рекомендуется давать от 20-ти до 40-ка ссылок, в состав которых должно входить не менее десяти ссылок на работы зарубежных авторов.

В связи с этим обращаемся к Вам с просьбой принять во внимание требования Web of Science и Scopus при оформлении статей в наш журнал.

Настоятельно просим обратить особое внимание на структурирование текстов рукописей, оформление графического материала в соответствии с Правилами, улучшение качественного содержания раздела ABSTRACT с обязательным объемом не менее 250-ти английских слов, недопустимость задержки ответов на замечания рецензентов (ответ рецензенту должен быть оформлен и отправлен в редакцию в течение трех рабочих дней).