

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.

№4 2014 г.

СОДЕРЖАНИЕ

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

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

Внедрение технологии экспертного непрерывного акустико-эмиссионного мониторинга для оценки эксплуатационной повреждаемости металла ответственного оборудования атомных станций 5

Ю.А. Баранова, М.Т. Слепов

АЭС 2006 с энергоблоками ВВЭР-1200 – новый подход к отображению информации от систем технической диагностики 11

ИСТОРИЯ НАУКИ

В.И. Ярыгин

Петлевые испытания термоэмиссионных электрогенерирующих каналов в реакторе АМ (60-летию Первой в мире АЭС посвящается) 21

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

В.К. Милинчук, В.И. Белозеров, О.А. Ананьева, Т.Е. Ларичева, Т.Е. Куницына

Химическое разложение воды на водород в гетерогенных алюминийсодержащих композициях 32

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

Ю.А. Кураченко

Фотонейтроны для нейтронозахватной терапии 41

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков

Особенности расчетного определения тепловыделения в оксидном ядерном топливе при испытаниях в реакторе БОР-60 52

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

Расчетно-экспериментальные исследования гидродинамики и массообмена теплоносителя за дистанционирующей решеткой тепловыделяющей сборки реактора плавучего энергоблока 60

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

А.И. Дьяченко, М.И. Федоров, С.В. Соловьев, Н.А. Балагуров, В.А. Артисюк

Расчетные исследования в обоснование защищенности топливного цикла реактора СВБР-100 при использовании регенерированного урана 71

Э.Е. Коновалов, В.С. Наумов, А.И. Ластов

Кондиционирование высокоактивных отходов реакторного графита с использованием самораспространяющегося высокотемпературного синтеза 82

В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова, А.Ю. Пузаков

Сравнение характеристик топливных циклов стационарной ядерной энергетики на основе реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200 92

ФИЗИКА И ТЕХНИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

О.Ю. Кочнов, В.В. Колесов, Р.В. Фомин, Г.М. Жердев

Оценка увеличения производства ^{131}I при использовании теллурических мишеней усовершенствованной конструкции на реакторе ВВР-Ц 102

И.А. Евдокимов, В.В. Лиханский, А.А. Сорокин, В.Г. Зборовский, А.Н. Кожакин, М.Г. Чернецкий, Ю.М. Шестаков, А.С. Семеновых

Анализ эксплуатационных факторов, которые могут приводить к разгерметизации ТВС ВВЭР 111

А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов

О физических условиях для возникновения управляемой цепной реакции синтеза с участием нейтронов в термоядерных установках с магнитным удержанием плазмы 123

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

Т.А. Горшкова, А.А. Удалова, С.А. Гераськин, С.М. Киселев, С.В. Ахромеев

Биоиндикация состояния природной среды в районе расположения дальневосточного центра по обращению с радиоактивными отходами 130

CONTENTS

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

Bakirov M.B., Povarov V.P., Nikolaev D.A., Gromov A.F., Levchuk V.I., Gorokhov S.M.

Implementation of expert continuous acoustic-emission monitoring technology for NPP critical equipment operational defectiveness assessment 5 (9)

Baranova Yu.A., Slepov M.T.

NPP-2006 with VVER-1200 type reactor – a new approach to displaying information from technical diagnostics systems 11 (19)

HISTORY OF SCIENCE

Yarygin V.I.

Loop tests of thermionic fuel elements in the AM reactor (to the 60 anniversary of The First NPP) 21 (30)

NUCLEAR MATERIALS

Milinchuk V.K., Belozеров V.I., Ananjeva O.A., Laricheva T.E., Kunitsyna T.E.

Chemical decomposition of water into hydrogen in heterogeneous aluminium-containing compositions 32 (39)

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND TOOLS

Kurachenko Yu.A.

Photoneutrons for neutron capture therapy 41 (51)

THERMAL PHYSICS AND HEAT HYDRAULICS

Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu.

Specifics of calculation of heat rate in oxide nuclear fuel during tests in reactor BOR-60 52 (58)

Dmitirev S.M., Doronkov D.V., Pronin A.N., Solntsev D.N., Sorokin V.D., Khrobostov A.E.

Combined numerical and experimental investigations of hydrodynamics and coolant flow mass transfer out of spacer grid in fuel assemblies of floating power unit 60 (69)

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

Dyachenko A.I., Fyodorov M.I., Solovyev S. V., Balagurov N.A., Artisyuk V.A.

Calculational studies for security justification of SVBR-100 reactor fuel cycle based on reprocessed uranium 71 (80)

Konovalov E.E., Naumov V.S., Lastov A.I.

Conditioning of high level reactor core graphite waste using self-propagating high temperature synthesis 82 (90)

Kagramanian V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Puzakov A.Y.

Comparison of fuel cycle characteristics for nuclear energy systems based on VVER-TOI and BN-1200 reactors 92 (100)

PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

Kochnov O. Yu., Kolesov V.V., Fomin R.V., Jerdev G.M.

Assessment of the increase in ^{131}I production due to improved tellurium target in the WWR-C reactor core 102 (109)

Evdokimov I.A., Likhanskij V.V., Sorokin A.A., Zborovskij V.G., Kozhakin A.N., Chernetskij M.G., Shestakov Yu.M., Semenovych A.S.

Analysis of operational factors that can lead to fuel failure in WVER units 111 (121)

Shmelev A.N., Kulikov G.G.

On the physical conditions for arising a controlled fusion chain reaction supported by neutrons in fusion facilities with magnetic plasma confinement 123 (128)

ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

Gorshkova T.A., Oudalova A.A., Geras'kin S.A., Kiselev S.M., Ahromeev S.V.

Bioindication of the environment in the vicinity of the Far-Eastern center for radioactive waste treatment 130 (138)

ВНЕДРЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ЭКСПЕРТНОГО НЕПРЕРЫВНОГО АКУСТИКО-ЭМИССИОННОГО МОНИТОРИНГА ДЛЯ ОЦЕНКИ ЭКСПЛУАТАЦИОННОЙ ПОВРЕЖДАЕМОСТИ МЕТАЛЛА ОТВЕТСТВЕННОГО ОБОРУДОВАНИЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

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

** ООО «Научно-сертификационный учебный центр материаловедения и ресурса компонентов ядерной техники «Центр материаловедения и ресурса» 140002, Московская обл., г. Люберцы, ул. Кирова, д. 7, офис 5*

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

Р

Проблема обеспечения безопасной эксплуатации основного оборудования атомных станций приобретает в настоящее время особое значение. Существенный уровень старения материалов, технические и финансово-экономические проблемы, связанные с выводом из эксплуатации отработавших свой проектный ресурс энергоблоков атомных станций, предполагают разработку новых подходов к решению задач, стоящих перед контролем состояния и технической диагностикой ответственного оборудования АЭС. При решении возникших вопросов повышения безопасности все большее значение получают методы неразрушающего контроля, ориентированные на применение в разных условиях и взаимно дополняющие друг друга. Длительная эксплуатация приводит к накоплению термоусталостных повреждений на микроструктурном уровне, вызывающих зарождение и развитие трещин. В связи с этим информация, получаемая традиционными методами, недостаточна для объективной оценки состояния оборудования с дефектами и определения остаточного ресурса. Поэтому становится приоритетным наблюдение проблемных зон в процессе эксплуатации энергоблока с целью всестороннего изучения и предотвращения повреждений рабочего оборудования. В статье представлены результаты опытного внедрения технологии неразрушающего контроля эксплуатационной повреждаемости на основе использования многопараметрического акустико-эмиссионного непрерывного мониторинга на стадии эксплуатации блока атомной станции.

Ключевые слова: акустико-эмиссионный метод, база данных, блок сбора данных, блок хранения данных, мониторинг, парогенератор, преусилитель, термошок, форма сигнала.

© М.Б. Бакиров, В.П. Поваров, Д.А. Николаев, А.Ф. Громов, В.И. Левчук, С.М. Горохов, 2014

Для внедрения метода акустической эмиссии (АЭ) в условиях эксплуатации АЭС требуется разработка специализированных распределенных систем мониторинга, предварительно испытанных и отлаженных в лаборатории на полномасштабном стенде, имитирующем реальный объект контроля (ОК). В статье [1] описаны такая система и особенности ее разработки.

Система состоит из трех пространственно разделенных частей: блока сбора данных, обеспечивающего сбор и предварительную обработку данных; блока хранения и передачи данных; программных комплексов для анализа данных. Для уменьшения объема данных, находящихся в блоке хранения и передаваемых через сеть, блок сбора данных осуществляет предварительную обработку показаний датчиков, передавая блоку хранения только задетектированные сигналы акустической эмиссии [2, 3]. Передача происходит каждые 20 секунд независимо от изменений показаний. Для каналов акустической эмиссии выделяются все сигналы, превышающие шумовой фон на установленную величину, определяются основные амплитудные и временные характеристики и записывается форма сигнала, после чего передаются блоку хранения [4, 5]. Форма сигнала может быть не передана, если сигнал слаб или бесполезен. Также каждые 20 секунд передается средний уровень шума, по которому определяется состояние канала и, если возникнет, наличие течи. Блок хранения данных обеспечивает хранение и передачу данных.

Система управления базой данных (СУБД) *MySQL* была выбрана в результате экспериментов. В ходе эксперимента оценивались скорости добавления новых записей в базу и получения уже записанных данных, сравнивались различные открытые СУБД (*MySQL*, *PostgreSQL*) и механизмы хранения данных (для *MySQL*: *InnoDB*, *MyISAM* и т.п.). В результате пришлось отказаться от баз данных, реализующих транзакционный механизм, как слишком медленных. Было решено использовать *MySQL* с механизмом *MyISAM* как вариант с самым быстрым добавлением данных и приемлемым временем получения записанных данных.

Для повышения надежности и отказоустойчивости конечное программное обеспечение для анализа данных общается не с самой базой данных, а с ее копией, размещенной на сервере и постоянно синхронизируемой с базой блока хранения данных.

Блок сбора данных размещен в гермообъеме в боксах ПГ-ГЦТ, что налагает ряд требований к его конструкции: возможность автономной работы в течение топливной кампании и удаленной перезагрузки, высокая отказоустойчивость.

Блок, осуществляющий сбор АЭ и термометрических данных, разработан на основе модульной системы *CompactRIO* фирмы «*National Instruments*» (*NI*). Данная система может работать при температурах, наблюдаемых в гермообъеме. Модульная система вместе с сопутствующей электроникой помещена в герметичный корпус. Для защиты от ионизирующего излучения блок размещается в «тени» от бетонных конструкций.

Для данной системы использован блок высокоскоростных (один миллион замеров в секунду) аналого-цифровых преобразователей для работы с АЭ-сигналами.

На рисунке 1 представлена схема акустико-эмиссионного (АЭ) канала блока сбора данных. Основные подсистемы блока передают данные через сеть, используя разработанный для этой цели сетевой протокол, позволяющий производить туннелирование *TCP*-соединений, с сопутствующим программным обеспечением. Для связи блоков сбора и хранения данных используется локальная сеть, соединяющая эти блоки; для связи блока хранения данных с программами визуализации используется локальная сеть станции; для связи с сервером используется *SSH*-туннель.

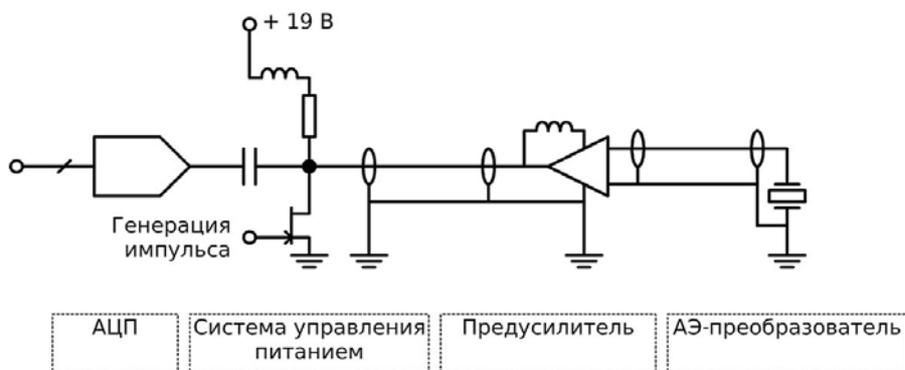


Рис. 1. Акустико-эмиссионный канал блока сбора данных

Для обеспечения связи блока сбора данных с сетью организации, выполняющей экспертный анализ данных мониторинга, организовано VPN-соединение, позволяющее задействовать SSH-туннель, через который осуществляется связь и синхронизация баз данных (рис. 2).

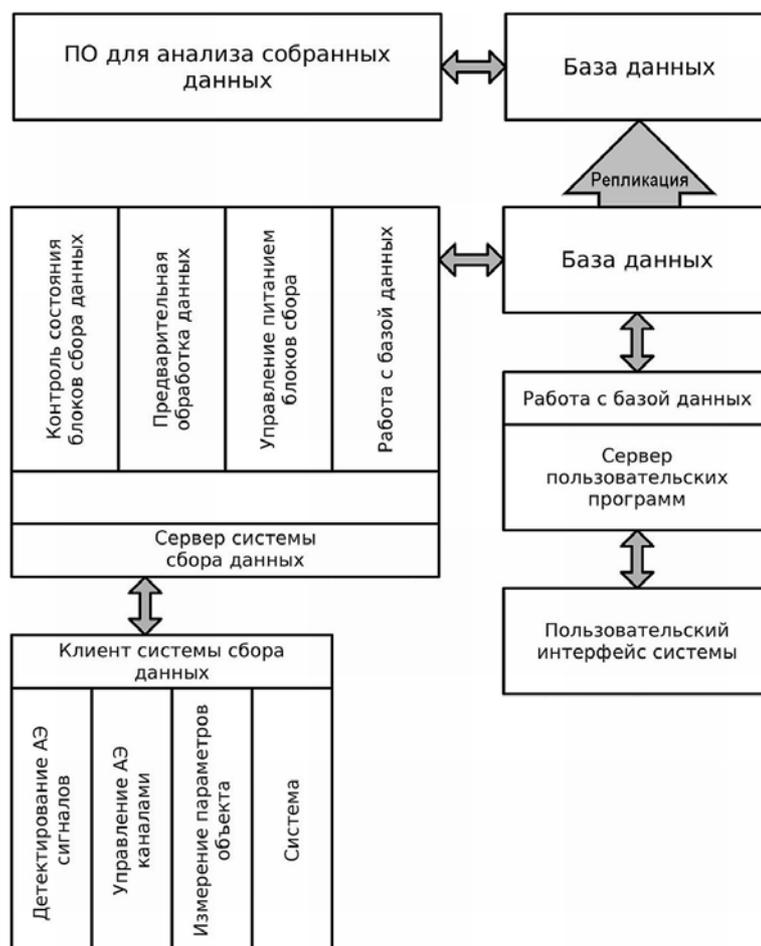


Рис. 2. Блок-схема связи и синхронизации баз данных

Для обработки данных, полученных системой мониторинга, используется программный комплекс «Буря», специально доработанный для решения этой конкретной задачи,

и используется ряд собственных программных решений для анализа, обработки и сравнения данных.

Для персонала атомной станции разработана программа визуализации исходных данных, получающая данные непосредственно от блока хранения.

С этой целью после проведения работ по подбору датчиков с учетом ожидаемого шума в зоне контроля при работающем блоке и рассчитанном коэффициенте затухания для моды поперечной волны и уровня сигнала от роста трещины была предложена схема локационной группы из 16-ти АЭ-датчиков по периметру СС №111.

Для плотного крепления АЭ-датчиков использовалась специальная бандажная конструкция. Такой бандаж обеспечил простоту установки (рис. 3) и надежность крепления датчиков.

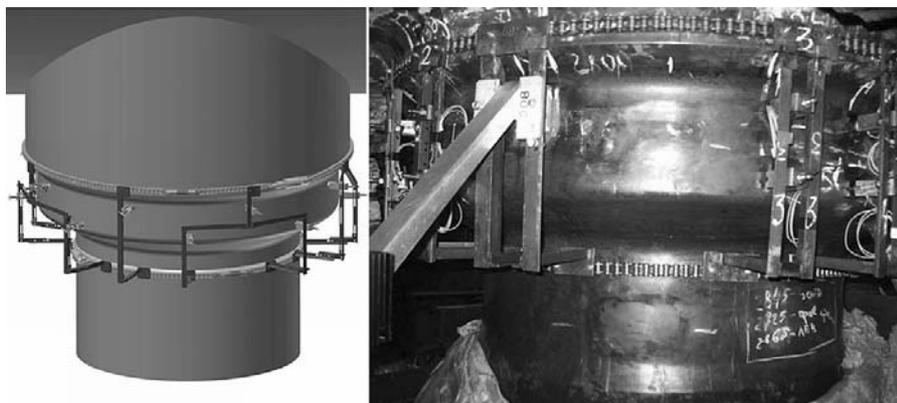


Рис. 3. Схема бандажа АЭ-датчиков (2013 г.) и их установка в зоне СС №111 (2012 г.)

Сигналы с датчиков АЭ поступают последовательно на предусилитель, блок фильтров, детектор, селектор и цифровой счетчик. Аппаратный комплекс выполнен на базе модулей фирмы «National Instruments» США, обладает высокой помехозащищенностью и возможностью работы в условиях помещений первого контура с температурой окружающей среды 60 °С.

После первичной обработки [6] сигналы поступали в блок хранения и передачи данных по линии интранет в организацию, осуществляющую анализ и представление данных (см. рис. 2). Представленная система успешно эксплуатировалась в течение 28-й, 29-й топливных компаний на четвертом парогенераторе (ПГ-4) энергоблока №5 НВАЭС. С ее помощью было получено большое количество эксплуатационных данных, с помощью которых были апробированы различные методики локации АЭ сигналов: по времени прихода сигнала, по времени первого пика, по времени максимальной амплитуды. По результатам этих работ была проведена оптимизация выбора временных параметров АЭ сигналов с целью исключения ситуации, когда регистрируются эхо сигналы как отдельный сигнал, или два исходных сигнала сливаются в один.

Обнаружена взаимосвязь регистрации АЭ-событий в зоне СС №111-1 и вокруг нее при скачкообразных изменениях температуры и напряжений. Сравнительный анализ данных показывает, что все температурные «аномалии» наблюдались при отключенной системе периодической продувки ПГ, и в то же время все ПГ были объединены по коллектору периодической продувки, т.е. представляли собой сообщающиеся сосуды. В условиях отсутствия потока воды в линиях периодической продувки ПГ вода в них постепенно охлаждается. В определенных режимах работы РУ создаются условия, когда перепад давлений в разных ПГ достигает значений, при которых остывшая вода по линиям

продувки передавливается в ПГ с более низким давлением, что приводит к возникновению температурной «аномалии» (термошока) в зоне СС №111. При работающей системе периодической продувки ПГ по второму контуру такая ситуация невозможна, так как линии периодической продувки всегда находятся в прогретом состоянии. Внештатные температурные ситуации привели к зарождению и развитию эксплуатационных трещин, АЭ-сигналы от которых и были зафиксированы в один из таких термошоков, приводящих к накоплению усталостной повреждаемости в зоне СС №111.

Литература

1. Бакиров М.Б. Поваров В. П. и др. Разработка технологии непрерывного акустико-эмиссионного мониторинга эксплуатационной повреждаемости металла ответственного оборудования атомных станций // Известия вузов. Ядерная энергетика. №3, 2014. – С. 15-24.
2. Acoustic emission monitoring. INSIGHT. 1995. Vol. 37. №4. P. 267.
3. Bailey C.D., Pless W.M. Acoustic emission: an emerging technology for assessing fatiguedamage in aircraft structure. Materials Evaluation. 1981. Vol. 39. № 11. PP.1045-1050.
4. Степанова Л.Н., Серьезнова А.Н. Акустико-эмиссионный контроль авиационных конструкций. – М.: Машиностроение, 2008.
5. Holroyd T.Y. The application of in condition monitoring. INSIGHT. 2005. Vol. 37. №8. PP. 481-484.
6. Boczar T., Zmarzly D. Analysis of acoustic emission pulses generated by-partial electrical discharges. INSIGHT. 2005. Vol. 45. №7. PP. 488-492.
7. ПНАЭ Г-01-011-97 (ОПБ 88/97) Общие положения обеспечения безопасности атомных станций.

Поступила в редакцию 11.12.2013 г.

Авторы

Бакиров Мурат Баязитович, генеральный директор
E-mail: info@expresstest.ru

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

Николаев Денис Анатольевич, руководитель группы
E-mail: info@expresstest.ru

Громов Александр Федорович, начальник ОДМиТК
E-mail: GromovAF@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Левчук Василий Иванович, начальник лаборатории
E-mail: leavc@mail.ru

Горохов Сергей Михайлович, инженер
E-mail: info@expresstest.ru

UDC 621.039

IMPLEMENTATION OF EXPERT CONTINUOUS ACOUSTIC-EMISSION MONITORING TECHNOLOGY FOR NPP CRITICAL EQUIPMENT OPERATIONAL DEFECTIVENESS ASSESSMENT

Bakirov M.B.* , Povarov V.P.** , Nikolaev* D.A., Gromov** A.F., Levchuk* V.I., Gorokhov S.M.**

* Center of material science and lifetime management, Ltd.
7 Kirov st., 5 office, Lyubertsy city, Moscow reg., 5140002 Russia

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

ABSTRACT

The problem of NPP primary equipment safe operation management currently acquires particular importance. A significant level of material ageing and technical and economic issues related to power unit decommissioning assume the development of new approaches to solving problems of condition monitoring and technical diagnostics of NPP main equipment. Methods of nondestructive testing are becoming increasingly popular for addressing issues of safety improvement. Various methods of nondestructive testing are focused on applications in different conditions and complement each other. Long time operation of a power unit leads to thermal fatigue damage accumulation at the microstructural level, causing subsequent crack initiation and growth. Therefore, periodically obtained by traditional methods information is insufficient for an objective assessment of defective equipment condition and determination the remaining life. Thus, monitoring of problem areas during the NPP operation becomes a priority for the purpose of detailed exploration and damage prevention of working equipment. The results of the experimental implementation of the operational defectiveness by nondestructive testing technology based on the multi-parameter acoustic emission continuous monitoring during the operation of power unit are presented in this article.

Key words: acoustic-emission method, data base, data collection unit, data storage unit, monitoring, steam generator, preamplifier, thermal shock, signal shape.

REFERENCES

1. Bakirov M.B. Povarov V.P. Razrabotka tehnologii nepreryvnogo akustiko-emissionnogo monitoringa ekspluatacionnoj povrezhdaemosti metalla otvetstvennogo oborudovaniya atomnyh stancij (Development of NPP critical equipment operational defectiveness continuous acoustic-emission monitoring technology). *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2014, no. 3, pp. 15-24.
2. Acoustic emission monitoring. *INSIGHT*. 1995, v. 37, no. 4, p. 267.
3. Bailey C.D., Pless W.M. Acoustic emission: an emerging technology for assessing fatigue damage in aircraft structure. *Materials Evaluation*. 1981, v. 39, no. 11, pp. 1045-1050.
4. Ser'eznov, A.N., Stepanova, L.N., Kabanov, S.I., et al., Akustiko-emissionnyi kontrol' aviatsionnykh sooruzhenii (Acoustic Emission Testing of Aerostructures), Stepanova, L.N. and Ser'eznov, A.N., Eds. Moscow, Mashinostroenie Publ., 2008 (in Russian).
5. Holroyd T.Y. The application of in condition monitoring. *INSIGHT*. 2005, v. 37, no. 8, pp. 481-484.
6. Boczar T., Zmarzly D. Analysis of acoustic emission pulses generated by-partial electrical discharges. *INSIGHT*. 2005, v. 45, no. 7, pp. 488-492.
7. PNAE G-01-011-97 (OPB 88/97) Obshhie polozheniya obespecheniya bezopasnosti atomnyh stancij (General Provisions for Ensuring the Safety of Nuclear Power Plants). Moscow, Gosatomnadsor Publ., 1997 (in Russian).

Authors

Bakirov Murat Bayazitovich, Director General

E-mail: info@expresstest.ru

Povarov Vladimir Petrovich, Deputy General Director of the JSC «Concern

Rosenergoatom», Director of the Branch «Novovoronezh Nuclear Power Plant»

E-mail: PovarovVP@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Nikolaev Denis Anatol'evich, Team Manager

E-mail: info@expresstest.ru

Gromov Aleksandr Fedorovich, Chief of Division

E-mail: GromovAF@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Levchuk Vasilij Ivanovich, Head of Laboratory

E-mail: leavc@mail.ru

Gorohov Sergej Mikhajlovich, Ingeneer

E-mail: info@expresstest.ru

УДК 621.039.4

АЭС 2006 С ЭНЕРГОбЛОКАМИ ВВЭР-1200 – НОВЫЙ ПОДХОД К ОТОБРАЖЕНИЮ ИНФОРМАЦИИ ОТ СИСТЕМ ТЕХНИЧЕСКОЙ ДИАГНОСТИКИ

Ю.А. Баранова*, М.Т. Слепов**

** Нововоронежский УТЦ. 396072, г. Нововоронеж Воронежской обл., Промышленная зона Южная 5*

*** Нововоронежская АЭС. 396072, г. Нововоронеж Воронежской обл., Промышленная зона Южная 1*

Р

Качество работы оператора блочного пункта управления во многом зависит от формы и количества информации, отображающей технологический процесс на атомной станции. Иррациональная форма подачи информации может стать причиной увеличения времени обработки информации и ошибок в решениях оперативного персонала. Вопросам удобству работы с потоками информации на АЭС уделяется пристальное внимание, однако процесс представления диагностической информации оперативному персоналу выпадает из рассмотрения как разработчиков систем технического диагностирования, так и проектантов интерфейса блочного пункта управления. Приводятся анализ информации, поступающей с систем технической диагностики, выводимой на верхний уровень, разработка требований к экранным формам и варианты реализации.

Ключевые слова: ВВЭР-1200, система технической диагностики, диагностическая информация, иерархическое построение, представление информации, экранная форма представления, информационный шум.

ВВЕДЕНИЕ

Системы технического диагностирования (СТД) современных АЭС в своем развитии прошли сложный путь от примитивных систем с малым количеством измерительных каналов и ограниченными возможностями по обработке информации к сложным программно-техническим комплексам, интегрирующим в своем составе различные по функциям СТД. Так, например, система контроля, управления и диагностики (СКУД), реализованная в проекте АЭС-2006 Нововоронежской АЭС-2, имеет в своем составе системы

- контроля вибрации (СКВ);
- обнаружения свободных предметов (СОСП);
- акустического контроля течей (САКТ);
- контроля течей по влажности (СКТВ);
- автоматического контроля остаточного ресурса (САКОР);
- комплексной диагностики (СКД);
- комплексного анализа (СКА).

© Ю.А. Баранова, М.Т. Слепов, 2014

Кроме СТД, входящих непосредственно в СКУД, имеются автономные системы, решающие узкоспециализированные проблемы. В первую очередь, это относится к комплексной системе диагностики арматуры (КСДА) и автоматизированной системе вибрационной диагностики. На АЭС-2006 с реактором ВВЭР-1200 планируется эксплуатировать в общей сложности девять диагностических систем, работающих по схожим, но разным алгоритмам.

Традиционно процесс представления диагностической информации оперативному персоналу АЭС выпадает из рассмотрения как разработчиков СТД, так и проектантов интерфейса блочного пункта управления (БПУ). Суть проблемы состоит в том, что для работы с современным поколением СТД нужны специальные знания из области цифровой обработки сигналов, вибрационной динамики роторных машин, физики реакторов и др., которыми оперативный персонал, несмотря на свою квалифицированную подготовку, не обладает. Более того, большинство заключений о состоянии оборудования носит вероятностный характер, в то время как персоналу, ведущему технологический процесс, требуются конкретные ответы на конкретные вопросы. Разработчики СТД проектируют интерфейс систем, ориентируясь на знания и опыт персонала отделов технической диагностики (ОТД), в то время как оперативный персонал привык получать информацию совершенно в другой форме. Отсюда и появляется то непонимание между специалистами отделов технической диагностики и оперативным персоналом, которое часто ведет к конфликтным ситуациям. Под понятием «оперативный персонал» имеется в виду не только персонал БПУ, но и оперативный персонал реакторного, турбинного, электрического цехов, цеха тепловой автоматики и измерений, а также отделов, участвующих в ведении технологического процесса на АЭС.

ЭТАПЫ В ОСНАЩЕНИИ АЭС СИСТЕМАМИ ТЕХНИЧЕСКОЙ ДИАГНОСТИКИ

Для понимания дальнейшего совершим небольшой экскурс в историю оснащения АЭС различными СТД. Авторы условно делят весь сложный путь внедрения, освоения и эксплуатации СТД на четыре этапа.

Первый этап в развитии СТД характерен тем, что не существовало никаких не то, что специализированных систем для диагностирования оборудования, но и порой не было даже инструментальных средств для сбора соответствующей информации, не говоря уже об оперативном отображении обработанной информации о состоянии оборудования. Процесс диагностирования держался часто на энтузиазме отдельных сотрудников.

Если говорить о конкретике, то применительно к условиям Нововоронежской АЭС процесс диагностирования выглядел следующим образом (рассматриваются только вибрационные измерения). Виброакустические датчики устанавливались на контролируемом оборудовании (часто один датчик на один агрегат). Полученный сигнал усиливался, фильтровался и подавался на устройство, которое преобразовывало электрический сигнал в звук. Оператор мог по своему желанию, селективно выбирая нужный канал, прослушать работу каждой единицы оборудования. При этом дефект выявлялся «на слух». Понятно, что говорить в данном случае о точности или надежности выявляемых дефектов можно с крайней осторожностью. Позднее, с появлением первых, еще несовершенных, приборов для многоканальной записи сигналов (магнитографы), осуществляющих быстрое преобразование Фурье (основа спектрального анализа), стала возможной регистрация и обработка информации в лабораторных условиях. Конечно, ни о каком представлении информации в режиме «online» в данном случае не могло идти и речи.

Второй этап характеризуется тем, что для решения задач технического диагностирования были закуплены СТД фирмы «Siemens», частично адаптированные для эксплуатации на российских АЭС. Системы внедрены на первом и втором блоках Кольской АЭС, третьем и четвертом блоках Нововоронежской АЭС. Поскольку каждая система была предназначена на выявление преимущественно только одного диагностического признака (например, повышение акустического шума свыше установленного порога могло указывать на возможность течи), то такой класс систем стали называть локальными системами диагностики (ЛСД) [1]. Длительная эксплуатация СТД с последующей модернизацией как программных, так и технических средств показала, что данные системы выполняют свои функции полностью. Необходимо отметить, что несмотря на некоторый успех в решении задач технического диагностирования проблема представления информации о состоянии технологического оборудования оперативному персоналу так и не была решена. С одной стороны, сами СТД являлись полностью замкнутыми системами, т.к. изначально не предназначались для передачи информации во внешние информационные сети, а с другой стороны, сама информационная инфраструктура блоков была примитивной и крайне неразветвленной. Поэтому обмен информацией между персоналом отделов ОТД и оперативным персоналом происходил в форме бумажных протоколов, актов, записок.

Следующим важным этапом стало объединение ЛСД в комплексы систем. Это можно отметить в проектах третьего и четвертого блоков Калининской АЭС, первого и второго блоков Ростовской АЭС. Там впервые появляется концепция системы контроля, управления и диагностики (СКУД). Системы, объединенные в СКУД, для правильной работы своих алгоритмов получали информацию с систем верхнего блочного уровня, одновременно направляя в общешлюзовую сеть результаты своей работы. Однако по-прежнему крайне мало уделялось внимания представлению результатов работы СТД. Информация часто была неполной и не совсем понятной оперативному персоналу. Далее в качестве примера будет рассмотрена форма представления информации от СТД на четвертом блоке Калининской АЭС (рис. 1).

И, наконец, четвертый этап предполагается реализовать в проекте АЭС-2006 с реактором ВВЭР-1200 Нововоронежской АЭС-2.

Авторами были изучены сильные и слабые места в представлении диагностической информации оперативному персоналу. Но прежде чем перейти к результатам нашей работы, необходимо разобраться в проблемах объема и характера информации от СТД, необходимой для передачи оперативному персоналу.

ТРЕБОВАНИЯ К ДИАГНОСТИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИИ, ВЫВОДИМОЙ НА ВЕРХНИЙ УРОВЕНЬ

Сформулируем основные требования к информации, поступающей на верхний блочный уровень от СТД.

Интуитивно понятное отображение параметров. Часто происходит так, что «интуитивная понятность» для разработчиков не является таковой для конечных пользователей. Очень наглядным примером для понимания данной проблемы может служить тот факт, что с появлением цифровых приборов конструкторы стремились перевести любое показание прибора в цифровой формат. Но как показала практика, иногда для оператора важно не точное значение параметра с точностью до второго или третьего знака после запятой (как пример), а положение стрелки на шкале в определенном месте, что однозначно характеризовало нормальное или, наоборот, аномальное состояние оборудования. Осознание этого факта вернуло стрелочные индикаторы и в кабины современных лайнеров, и на пульты различных операторов, где мгновенное восприятие информации имеет решающее значение для при-

нения решения. Конечно, положения стрелок на шкалах имитируются компьютером, но от этого ценность восприятия информации несколько не страдает.

Отсутствие информации, способной ввести оператора в заблуждение. Количество информации, отображаемой на экране, называется экранной плотностью. Исследования показали, что чем меньше экранная плотность, тем отображаемая информация наиболее доступна и понятна для пользователя, и наоборот, если экранная плотность большая, это может вызвать затруднения в усвоении информации и ее адекватной интерпретации. Важно определить минимум показаний, дающих максимум информации. Не стоит отображать лишнюю или неточную информацию, так как она может принести вред.

Конечно, можно вывести всю имеющуюся информацию. Вопрос – зачем? Во-первых, оператор все равно не успеет охватить весь информационный объем, повысится риск пропустить что-то действительно важное. В производственных условиях с быстро протекающими переходными процессами несвоевременная реакция на событие или информацию о нем многократно увеличивает негативные последствия. Во-вторых, существуют четкие инструкции, регламентирующие действия оператора, а некий «информационный шум» может негативно сказаться на действиях оператора, особенно в стрессовых ситуациях. В большинстве случаев важен сам факт неисправности: течь, свободный предмет в контуре, повышенная вибрация и т.д.

Последовательное развертывание информации. Проблема отображения информации как любой, так и диагностической, как было показано выше, – это постоянный баланс между необходимой и второстепенной информацией. Достичь идеальной пропорции (некого «золотого сечения») не всегда возможно. Однако если оператору предоставлять сразу не весь объем информации, а только критически важный для оценки ситуации, то, несомненно, восприятие и анализ представляемой информации существенно вырастет. Здесь уместно привести аналогию с обыкновенной лупой. Обычно, люди, стремясь подробно рассмотреть то, что не видно глазом, используют лупу, и тогда мелкие детали становятся больше и лучше различимы. Также происходит и с диагностической информацией: оператор должен, даже мельком взглянув на экран, определить все ли оборудование работает штатно, но в то же время для получения больших сведений о том или ином событии, должна быть реализована иерархическая функция представления все более и более детализированной диагностической информации.

Соответствие стандартам организации интерфейсов, принятым на АЭС. Данное требование стандартно и, по мнению авторов, является максимально понятным. Для работы в едином информационном пространстве необходимо полное соответствие представления диагностической информации стандартам, установленным проектом. Отметим, что в данном случае речь идет именно о способах представления (цветовая кодировка, толщина линий, схематическое изображение оборудования и т.п.) информации, а не о том, что непосредственно выводить на экран.

НОВЫЙ ПОДХОД К ИЕРАРХИЧЕСКОМУ ПОСТРОЕНИЮ ОТОБРАЖЕНИЯ ДИАГНОСТИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИИ

Для наглядного сравнения нового подхода к представлению диагностической информации и того, что было сделано до этого, проведем анализ экранных форм представления диагностической информации на блоках с реакторной установкой ВВЭР-1000 в проекте четвертого блока Калининской АЭС (рис. 1).

В качестве положительной практики следует отметить, что данная экранная форма полностью соответствует проектным требованиям по отображению информации на мониторах, т.е. цветовое решение элементов, толщина линий, шрифты аналогичны тем,

что имеются на других экранных формах, отображающих состояние других систем, т.е. интерфейс привычен оперативному персоналу и не вызывает трудностей.



Рис. 1. Экранная форма представления информации диагностических систем четвертого блока Калининской АЭС

Кроме того, информация о выявленных аномальных событиях представлена оператору в явной форме. Изменение цвета сигнализирует о регистрации аномального события (в случае отсутствия аномалий – зеленый цвет, при регистрации ударного события или течи – красный). Кроме собственно регистрации события доступна информация о месте регистрации. Привязка к оборудованию достаточно условна, но в первом приближении она достаточна для принятия решений и выполнения корректирующих действий. Однако, по мнению авторов, алгоритм представления информации не продуман разработчиками до конца. Так, например, с представленной экранной формы невозможно перейти на другую форму, содержащую более детальные сведения о выявленном событии, т.е. нарушен принцип последовательного развертывания информации.

Следующим важным недостатком следует считать неполный набор диагностической информации. На четвертом энергоблоке Калининской АЭС имеется СКУД, в составе которого помимо систем акустического и влажностного течеискания и обнаружения свободных предметов есть, как минимум, система контроля вибрации. Отслеживание уровней вибрации является само по себе важным диагностическим признаком «исправности» оборудования, не говоря уже о том, что существуют четкие границы вибрации (закрепленные руководящими документами), позволяющие однозначно относить оборудование к классам «исправное» или «неисправное». Поэтому закономерен вопрос об отсутствии уровней вибрации оборудования на данной экранной форме. По мнению авторов, вибрационное состояние оборудования не нашло отражения ввиду большой плотности представляемой диагностической информации. Если к имеющимся данным добавить что-то еще, информация перестанет восприниматься.

Рассмотрим другой подход, который будет реализован в проекте АЭС-2006 на Но-

Нововоронежской АЭС-2. На рисунке 2 представлена стартовая экранная форма, доступная оперативному персоналу АЭС. Именно на нее будет выводиться обобщенная информация о состоянии оборудования и с нее же можно будет перейти на другие экранные формы для более подробного изучения аномальных событий и понимания их степени опасности.

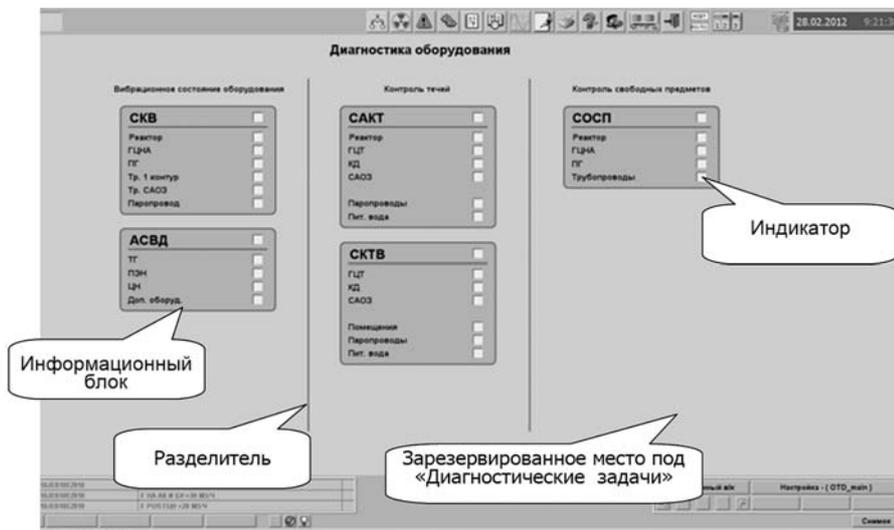


Рис. 2. Экранная форма представления информации диагностических систем для первого и второго блоков Нововоронежской АЭС-2 (проект)

Как видно из рисунка, на стартовой экранной форме отражен минимальный для восприятия набор данных (в том числе информация о вибрационном состоянии оборудования первого и второго контуров). При этом следует отметить, что информационно-диагностических элементов на ней заметно меньше по сравнению с экранной формой четвертого блока Калининской АЭС, что в конечном итоге снижает информационную нагрузку на оперативный персонал. Информация СТД сгруппирована в информационные блоки по выполняемым системами функциям – это «Вибрационное состояние оборудования», «Контроль течей» и «Контроль свободных предметов». Блоки подписаны и отделены друг от друга вертикальными линиями (разделителями). Одно из главных преимуществ такого подхода состоит в том, что оперативный персонал при возникновении аномального события (например, изменение цвета индикатора с зеленого на красный) с одного взгляда определяет, к какому классу событий относится аномалия (повышенная вибрация, появление течи или свободный предмет). Таким образом, необходимый объем информации для принятия корректирующих мер доступен оперативному персоналу в самый первый момент. Для получения более детальной информации существует возможность последовательного развертывания экранных форм с более подробным представлением информации на каждом шаге, при этом авторы считают необходимым ограничить глубину развертывания одним – двумя шагами.

Рассмотрим в качестве примера алгоритм получения информации в случае выявления аномального события в состоянии главных циркуляционных агрегатов (ГЦНА). Для диагностирования ГЦНА используется специализированная система технической диагностики ГЦНА (СТД ГЦНА). Система производит собственно измерение вибрации по всем каналам, сравнение уровней вибрации с выбранными пороговыми значениями и, используя заданные алгоритмы, выдает оперативному персоналу законченные диагностические сообщения. Регистрация аномального события выглядит следующим образом. На стартовой экранной форме (см. рис. 2) два индикатора изменят цвет с зеленого на крас-

ный: первый – напротив названия системы, зарегистрировавшей событие (СКВ), второй – напротив обозначения оборудования, т.е. ГЦНА. Таким образом, на первом шаге оперативный персонал получает важную информацию – аномалия на ГЦНА, событие зарегистрировано системой СКВ. При переходе на следующую экранную форму (переход предполагается осуществлять простым нажатием на кнопку компьютерного манипулятора типа мышь или трекбола) можно получить более подробную информацию (рис. 3).

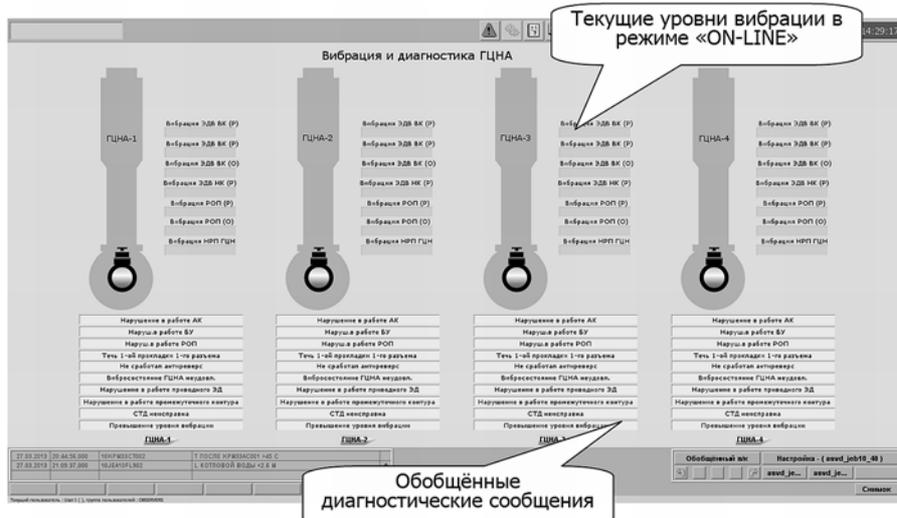


Рис. 3. Экранная форма второго уровня для диагностирования состояния ГЦНА

Если по результатам анализа информации на первой экранной форме определялись только самые общие факторы аномальной ситуации, т.е. аномальная ситуация относилась к одному из трех выделенных классов аномалий, а также к классу оборудования, в представленном нами примере – ГЦНА, то на второй экранной форме класс оборудования сужается до одного конкретного ГЦНА, и также существует возможность отслеживания текущих уровней вибрации в режиме on-line. Кроме того, на данной форме представлены обобщенные диагностические сообщения, позволяющие оперативному персоналу определить в первом приближении причину аномального состояния оборудования.

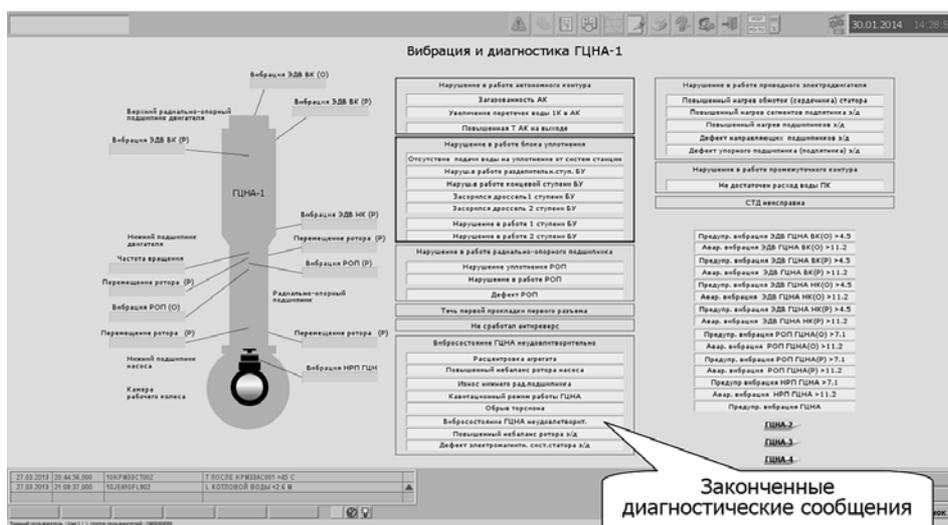


Рис. 4. Экранная форма представления информации диагностических систем четвертого блока Калининской АЭС

Если возникнет необходимость детально разобраться с состоянием конкретного ГЦНА, возможен переход на экранную форму третьего уровня, содержащую самую подробную и детальную информацию о состоянии выбранного ГЦНА (рис. 4).

На этой форме отражены все предусмотренные техническим заданием (ТЗ) на систему диагностирования ГЦНА аномальные ситуации, собранные в информационные блоки по сходным признакам. Таким образом, конечная причина (в виде законченного диагностического сообщения) будет определена именно на этой форме. Кратко резюмируя процесс развертывания, можно легко заметить как увеличивается собственно количество информации на каждом шаге и выделяется объект диагностирования. Обоснованность такого подхода будет оправдана или наоборот не потребуется оперативным персоналом только в процессе эксплуатации блока.

Возвращаясь к рис. 1, необходимо отметить еще одну новацию, введенную авторами, а именно, «Диагностические задачи». Все СТД в процессе своей работы обрабатывают огромный объем поступающей информации, и в результате на выходе получается разноплановый массив данных. Под «разноплановостью» следует понимать то, что одна часть информации не требует специализированной подготовки и особых знаний от оперативного персонала. Это прежде всего относится к превышению измеряемого сигнала каких-либо заранее выбранных значений (уставок).

Именно такие параметры вынесены на стартовый формат. По результатам работы СТД в выходном массиве данных могут также присутствовать спектральные оценки сигналов, различные корреляционные функции и многое другое, что оперативному персоналу совершенно непонятно и в большинстве случаев и не нужно. Это как бы два полюса в представлении диагностической информации. Невольно возникает вопрос, имеется ли нечто среднее в выходном массиве данных, которое, будучи не особо трудным в понимании физического смысла, является и одновременно легко формализуемым. По мнению авторов, безусловно, имеется! Так, например, по результатам работы СКВ можно получить картину смещения основного технологического оборудования вследствие термических расширений. Требуется ли эта информация оперативному персоналу? Не всегда, но требуется! Поэтому данная задача будет вынесена на стартовый формат. По согласованию с проектантами перечень таких задач будет в дальнейшем разработан и представлен на стартовой экранной форме. На рисунке пока они не показаны, т.к. полный перечень в настоящее время находится в стадии согласования.

К настоящему времени представляется ограничить диагностические задачи следующими:

- перемещение основного оборудования вследствие термических расширений;
- виброшумовая диагностика внутрикорпусных устройств;
- диагностика электроприводной арматуры;
- мониторинг усталостного состояния оборудования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье рассмотрены основные вопросы представления информации от систем технической диагностики, а также основные проблемы восприятия такой информации оперативным персоналом АЭС. Сформулированы основные требования к представлению информации на различных иерархических уровнях. Приведены экранные формы, разработанные авторами для блока ВВЭР-1200 Нововоронежской АЭС.

Литература

1. Аркадов Г.В., Павелко В.И., Финкель Б.М. Системы диагностирования ВВЭР. – М.: Энергоатомиздат, 2010. – 391с.
2. Аркадов Г.В., Павелко В.И., Усанов А.И. Виброшумовая диагностика ВВЭР. – М.:

Энергоатомиздат, 2004. – 345с.

3. *Скоморохов А.О., Слепов М.Т.* Контроль достоверности информации в системе вибро-диагностики Нововоронежской АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. 1999. №1. С. 56 – 65.

4. *Skomorohov A.O., Slepov M.T.* Pattern recognition in APL with application to reactor diagnostics // APL Quote Quad. 2000. Vol. 29. No. 3. PP. 164 – 172.

Поступила в редакцию 20.06.2014 г.

Авторы

Баранова Юлия Алексеевна, инструктор службы общих подготовок
E-mail: agaritium@gmail.com

Слепов Михаил Тимофеевич, начальник отдела, кандидат техн. наук
E-mail: slepovmt@nvnpp1.rosenergoatom.ru

UDC 621.039.4

NPP-2006 WITH VVER-1200 TYPE REACTOR – A NEW APPROACH TO DISPLAYING INFORMATION FROM TECHNICAL DIAGNOSTICS SYSTEMS

Baranova Yu.A. *, Slepov M.T. **

* Novovoronezh Center of Education and Training of Personal.
5-th South Industrial Area, Novovoronezh, Voronezh Reg., 396072 Russia

** Novovoronezh Nuclear Power Plant.
1-st South Industrial Area, Novovoronezh, Voronezh Reg., 396072 Russia

ABSTRACT

Operator performance in the main control room (MCR) is largely dependent on the form and amount of the information they receive about the plant status. Unstructured form of information may result in an increase in its processing time and error in the decisions made by the operators.

Analysis of the projects of modern units with VVER reactor plant showed that developers pay close attention to readability of technological information to nuclear power plant (NPP) personnel. However, the process of presenting diagnostic information to operational NPP staff is sadly ignored by both developers of technical diagnostics systems (TDS) and MCR interface designers. Authors classify vibration monitoring systems, loose parts monitoring systems, leakages control systems and others as technical diagnosis systems. The essence of the problem lies in the fact that Russian nuclear systems of technical diagnostics are operated by different departments of the plant and therefore the requirements for displaying information from the staff of various departments are different.

To work with the current generation of systems of technical diagnostics requires special knowledge in the field of digital signal processing, vibration dynamics of rotating machines, reactor physics, and others, which the operational staff lack despite their high quality training. Moreover, most of the conclusions about the state of the equipment are probabilistic in nature, while the staff leading process requires specific answers to specific questions. Designers of TDS develop interface systems focusing on the knowledge and experience of the personnel departments of technical diagnostics, while the operating personnel is used to getting information in a completely different form. Hence, there is a lack of understanding between experts of the department of technical diagnostics and operational staff, which often leads to conflict situations.

This article provides an analysis of the information from the systems of technical diagnostics and attempts to formulate requirements for information output to operating personnel and to design a screen presentation of the information that went into the VVER-1200 project on the basis of this analysis.

Key words: VVER-1200, technical diagnostics system, diagnostic information, hierarchical structure, reporting, on-screen presentation of information, information noise.

REFERENCES

1. Arkadov G.V., Pavelko V.I., Finkel B.M. *Sistemy diagnostirovaniya VVER* [The Diagnostic Systems of VVER]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 2010. 391 p. (in Russian).
2. Arkadov G.V., Pavelko V.I., Usanov A.I. *Vibroshumovaya diagnostika VVER* [The Vibronoise Diagnostics of VVER]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 2004. 345 p. (in Russian).
3. Skomorohov A.O., Slepov M.T. *Kontrol' dostovernosti informacii v sisteme vibrodiagnostiki Novovoronezhskoj AES* [The validity of information in the vibration monitoring system at Novovoronezh] *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 1999, no. 1, pp. 56–65.
4. Skomorohov A.O., Slepov M.T. *Pattern recognition in APL with application to reactor diagnostics*. *APL Quote Quad*. 2000, v. 29, no. 3, pp. 164–172.

Authors

Baranova Yuliya Alekseevna, Instructor
E-mail: agapitium@gmail.com

Slepov Mikhail Timofeevich, Head of Department, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: slepovmt@nvnpp1.rosenergoatom.ru

60-летию Первой в мире АЭС посвящается

ПЕТЛЕВЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТЕРМОЭМИССИОННЫХ ЭЛЕКТРОГЕНЕРИРУЮЩИХ КАНАЛОВ В РЕАКТОРЕ АМ

В.И. Ярыгин

ГНЦ-РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского.

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



Представлен краткий обзор результатов разработки и испытаний петлевых каналов с термоэмиссионными электрогенерирующими каналами (ЭГК) для космических ядерно-энергетических установок первого поколения («ТОПАЗ», «АКАЦИЯ» и др.) в реакторе АМ (Атом Мирный) Первой в мире АЭС с 1962 г. вплоть до вывода АЭС из эксплуатации в 2002 г. Описана инженерная инфраструктура петлевых установок в составе реактора АМ, обеспечивающая петлевые реакторные испытания различных ЭГК и ампульные материаловедческие испытания конструкционных и изоляционных материалов, а также топлива в составе ТВЭЛ. Проведен анализ решенных и отложенных технических проблем для учета в НИОКР термоэмиссионных ЯЭУ второго поколения.

Ключевые слова: ядерный реактор, термоэмиссия, петлевой канал, электрогенерирующий канал, реакторные испытания.

ВВЕДЕНИЕ

Реакторные испытания термоэмиссионных электрогенерирующих каналов (ЭГК) в составе петлевых каналов (ПК) в исследовательских реакторах были и остаются важнейшим этапом НИОКР в обоснование проектных решений ЭГК и активной зоны (а.з.) термоэмиссионного реактора-преобразователя (РП) ядерно-энергетических установок (ЯЭУ) различного назначения.

В ФЭИ НИОКР в области термоэмиссионного преобразования энергии начались в 1958 г. и были направлены на создание РП. Начало работ по созданию электрогенерирующего элемента (ЭГЭ) как основной части многоэлементного ЭГК было мотивировано появлением публикации в США, в которой исследователем из национальной Лос-Аламосской лаборатории Джорджем Гровером были описаны результаты реакторных испытаний ЭГК с «голым» эмиттером из топливной композиции на основе смеси карбида урана с карбидом циркония, с коллектором из нержавеющей стали и межэлектродной средой в зазоре (МЭЗ) между эмиттером и коллектором в виде паров цезия. Результаты Дж. Гровера впечатлили И.И. Бондаренко, он сразу же высоко оценил потенциальные возможности термоэмиссии в РП и сформулировал задачу повторить эксперимент Дж. Гровера [1].

Эта задача была успешно решена 12 апреля 1961 г. в ПК реактора БР-5 исследователями ФЭИ Ю.К. Гуськовым и В.Г. Петровским.

© *В.И. Ярыгин, 2014*



Рис. 1. Ю.К. Гуськов и В.Г. Петровский – ключевые специалисты, проводившие испытания ПК КЭТ-1 (канал экспериментальный термоэмиссионный)

Результаты первых испытаний КЭТ-1 показали следующие основные характеристики:

- электродная пара – UC-ZrC в чехловой оболочке из Mo-X18H10T;
- температура эмиттера (T_E) ~ 1770 K;
- полная генерируемая электрическая мощность ($W_{эл.}$) – 4,7 Вт при средней плотности тока ~3,9 А/см²;
- ресурс – 65 часов.

Полученные при испытании КЭТ-1 результаты оказались столь привлекательными, что последующие организационно-технические решения и мероприятия в нашей стране фактически определили НИОКР и сроки создания термоэмиссионного РП «ТОПАЗ» (по теме «ТЭУ-5», далее «ТОПОЛЬ», далее «ТОПАЗ») мощностью 5 кВт_{эл.}:

- июнь 1962 г. – постановление Правительства СССР с задачей выпуска эскизного проекта ЯЭУ «ТОПОЛЬ» в 1963 г. [2];

- 27 февраля 1963 г. – постановление ЦК КПСС и Совета министров СССР с решением о создании в ФЭИ Министерством среднего машиностроения комплекса для «наземных предполетных испытаний бортовых ядерных энергетических станций «ТЭУ-5» для системы управляемых спутников Земли», которое было выполнено в кратчайший 3-летний период строительством здания 224 с испытательным комплексом «ТОПАЗ»;

- 1 июня 1963 г. – приказ № 0033 по ФЭИ о «создании экспериментальной группы петли прямого преобразования».

В выпуске приказа № 0033, привязке ПК с термоэмиссионными ЭГК к реактору АМ, научном руководстве работами по созданию первых КЭТ и инженерной инфраструктуры, обеспечивающей испытания ПК, активное и конструктивное участие принимал И.И. Бондаренко. Руководством ФЭИ и И.И. Бондаренко была сформулирована задача петлевой группе – «в целях обеспечения выполнения работ по исследованию и отработке электрогенерирующих элементов и каналов установки «ТЭУ-5» и ЭРГ-300» и приняты следующие кадровые решения [3]:

- старшего инженера подразделения № 47 В.Г. Петровского назначить руководителем группы петли прямого преобразования;

- включить в состав петлевой группы инженера подразделения № 47 Е.Е. Сибира, инженера ОГМ А.Б. Полякова, старшего лаборанта подразделения № 50 Н.И. Ермолаева;

- возложить на здание 51 (Г.Н. Ушаков) обязанности по эксплуатации и обслуживанию петли прямого преобразования, выделив для этой цели пять операторов петли.

Руководители Первой в мире АЭС (АМ) Г.Н. Ушаков, А.Г. Коночкин, В.С. Северьянов, П.И. Штыфурко уделяли большое внимание обеспечению работы петлевой группы и проведению реакторных испытаний ПК с ЭГК для ЯЭУ различного назначения. Постепенно было освоено четыре ячейки а.з. реактора АМ и привле-

чено к работам по проведению испытаний и текущей эксплуатации инженерных систем ПК более 20-ти человек из штата здания 51. Была также укреплена специалистами собственно петлевая группа за счет введения в ее состав Н.Д. Шестоперова, А.В. Визгалова, М.М. Гайдина.

Следует отметить, что в ФЭИ, осуществляющем с первых дней проведение НИ-ОКР по программе создания ЯЭУ «ТЭУ-5» («ТОПАЗ»), постепенно сложились системная работа и соответствующие комплексные расчетно-экспериментальные, технологические, производственные технические методы и системы, реакторные методы испытаний и т.п., обеспечивающие практически полный цикл исследований и разработок в обеспечение проектных решений по ЯЭУ «ТОПАЗ» и других типов ЯЭУ в части физики термоэмиссионного преобразования, нейтронно-физических характеристик а.з., оптимальных характеристик радиационной защиты, теплогидравлики активных зон и технологии натрий-калиевого жидкометаллического теплоносителя, технологии ЭГК, реакторных испытаний ЭГК и полномасштабных наземных прототипов ЯЭУ «ТОПАЗ», главным конструктором, которой было НПО «Красная Звезда» и по ЯЭУ «АКАЦИЯ» в составе межорбитального буксира «ГЕРКУЛЕС», главным конструктором которой было ОКБ-1 (РКК «Энергия») [4].

Фактически в ФЭИ сложилась уникальная Школа по прямому преобразованию, действующая и в настоящее время. На рисунке 2 показаны фотографии ключевых специалистов – основателей научной Школы прямого преобразования тепловой (ядерной) энергии в электрическую в ФЭИ и отрасли: А.И. Лейпунского, И.И. Бондаренко, В.Я. Пупко, В.А. Малыха, В.И. Субботина.



Рис.2. Основатели научной Школы прямого преобразования:
А.И. Лейпунский, И.И. Бондаренко, В.Я. Пупко, В.А. Малых, В.И. Субботин

ТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ ИНФРАСТРУКТУРА РЕАКТОРА АМ, ОБЕСПЕЧИВАЮЩАЯ ПЕТЛЕВЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТЕРМОЭМИССИОННЫХ ЭГК

Основными задачами реакторных испытаний ЭГК в составе ПК были и остаются регистрация и исследование электро- и теплофизических характеристик ЭГЭ/ЭГК различного типа, изучение влияния различных как измеряемых, так и неконтролируемых параметров и процессов на энергетические характеристики ЭГК и их ресурсную стабильность. Важнейшими задачами испытаний были поиск и отработка проектных решений в ЭГК, существенно увеличивающих ресурс и стабильность выходных характеристик, а также методов доказательства длительной ресурсоспособности ЭГК при реакторных испытаниях в составе ПК на укороченной временной базе.

В комплексе работ по подготовке испытаний ПК в реакторе АМ был осуществлен поиск ячейки а.з. и ее расположение, которое обеспечивало бы моделирование условий работы в составе ЯЭУ (рис. 3).

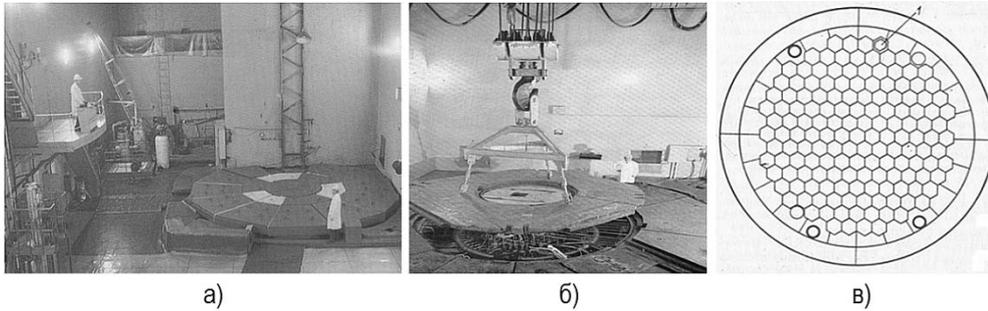


Рис.3. Размещение ячейки петлевых испытаний ЭГК в инженерной инфраструктуре и а.з. реактора АМ: а – реакторный зал Первой в мире АЭС; б – реактор АМ со снятой плитой радиационной защиты; в – схема а.з. с ячейками для размещения ПК (поз.1)

После первых удачных испытаний ЭГЭ в реакторе БР-5 (КЭТ-1) была разработана и изготовлена совместно с ОКБ-1 (РКК «Энергия») петлевая установка для реактора АМ, на которой, начиная с 1962 до 2001 гг., велись регулярные испытания ПК с термоэмиссионными ЭГК для ЯЭУ по программам создания «ТЭУ-5» («ТОПАЗ») в режимах относительно низкой энергонапряженности (температура эмиттера $T_E \leq 1600$ °С, плотность электрической мощности $W_{эл} = 1,5-2$ Вт/см², к.п.д. до 10%), «АКАЦИЯ» (ЭРГ-300) в режимах высокой энергонапряженности ($T_E \leq 2000$ °С, $W_{эл} = 5 - 7$ Вт/см², к.п.д. до 15 %) и других специальных программ.

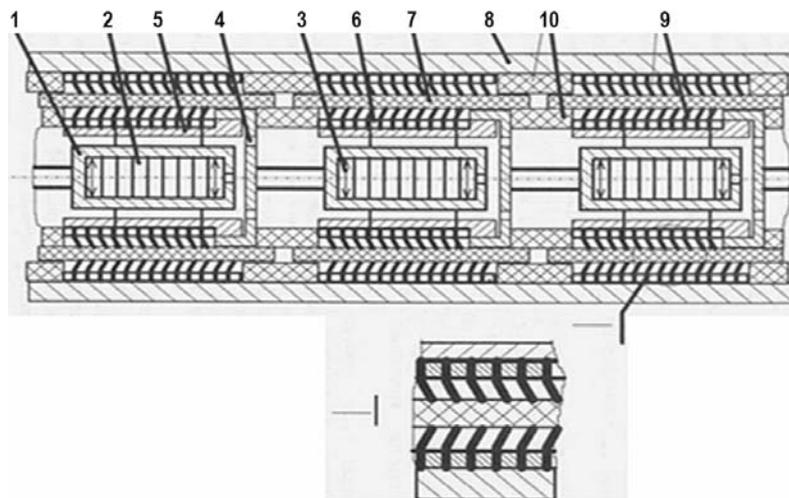


Рис. 4. Принципиальная схема ПК и термоэмиссионных ЭГК в обоснование ЯЭУ «ТЭУ-5»: 1 – ЭГК; 2 – топливный сердечник; 3 – упругие молибденовые компенсаторы; 4 – коммутационная переключательная перемычка между электродами; 5 – смежный коллектор; 6 – дистанционирующие штифты; 7 – керамическая изолирующая трубка (BeO); 8 – корпус ЭГК (ЗИ852); 9 – упругие элементы («керши») коллекторного пакета; 10 – керамические проставки (BeO)

Постепенно к моменту принятия решения в 1968 г. (КЭТ-21) о штатном исполнении ЭГК для первых опытных образцов наземных прототипов ЯЭУ «ТОПАЗ» были выработаны проектные решения по облику ПК (рис. 4) [7].

Петлевая установка имела водяное охлаждение, вакуумную, нагревательную и цезиевую системы, системы гермоводов и регистрации вольт-амперных характеристик ЭГЭ (ВАХ, система регистрации «Эхо») в статическом и импульсном режимах, систему регулирования температуры коллектора и давления

паров цезия в МЭЗ ЭГЭ/ЭГК и, тем самым, систему многопараметрической оптимизации и выбора режима работы ЭГК. Позднее (в 1965 г.) была сооружена еще одна петлевая установка для исследований энергонапряженных высокотемпературных (до $T_E \sim 2000^\circ\text{C}$) режимов ЭГК (программы создания ЯЭУ «АКАЦИЯ» и др.). Постепенно все четыре ячейки а.з., расположенные в зоне бокового отражателя реактора АМ, были заняты петлевыми установками для энергетических и материаловедческих ампульных исследований и испытаний ЭГК с различными проектными решениями, а также реакторных испытаний различных топливных композиций, конструкционных и электроизоляционных материалов. В качестве примера оригинального проектного решения по ЭГК ЯЭУ «ТЭУ-5» на рис. 4 приведена схема 3-слойного коллекторного пакета, в котором коллектор выполнен в виде упругого элемента (просечная трубка из ниобиевого сплава ВН-2, названная «ершом»), который по посадке вручную вставлялся в керамическую оболочку из BeO (так называемая «мокрая» электроизоляция ЭГЭ/ЭГК).

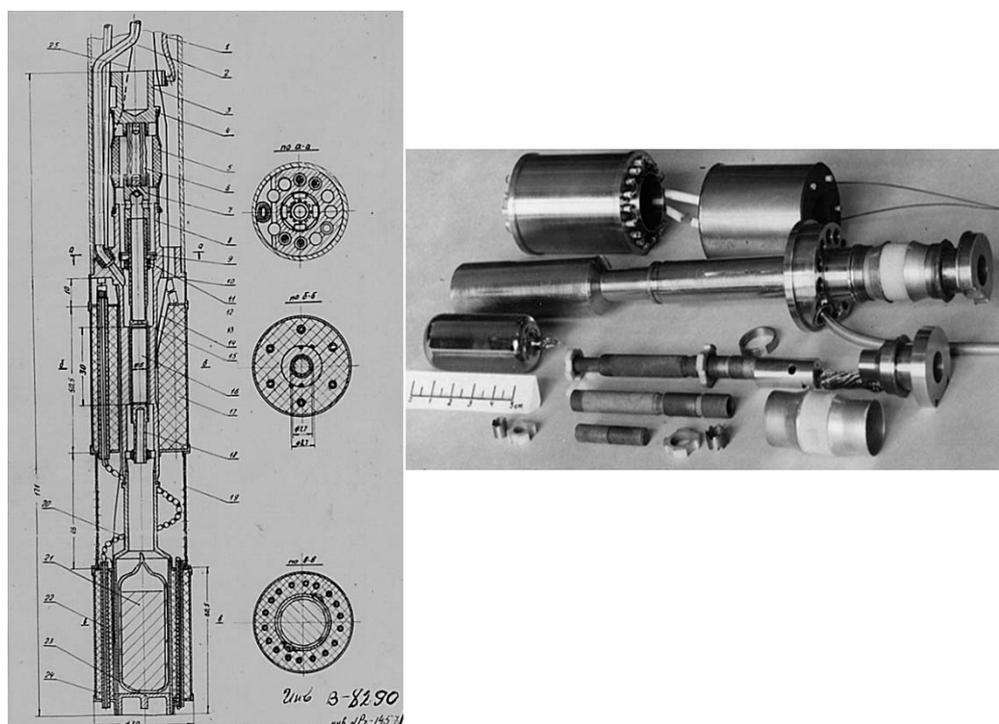


Рис 5. Однотельный ЭГЭ с эмиттером на основе смеси 2%UC+80% ZrC с оболочкой из графита, покрытой карбидом ниобия. Анод – 1X18H10T. МЭЗ – 0,5 мм: 1 – переходник; 2 – трубка; 3 – переходник; 4 – кольцо; 5 – изолятор; 6 – провод; 7 – переходник; 8 – анод; 9 – кольцо; 10 – экран; 11 – изолятор; 12 – втулка; 13 – переходник; 14 – термопара; 15 – катод; 16 – активный сердечник; 17 – втулка охлаждения; 18 – пробка катода; 19 – экран; 20 – термостат; 21 – ампула; 22 – термопара; 23 – дно термостата; 24 – печь термостата; 25 – термопара

От первых достаточно наивных, по сравнению с сегодняшними знаниями и решениями, но пионерских(!) проектных решений по ЭГЭ/ЭГК (рис.5, 6) [5] шли системные НИОКР по физике термоэмиссионного преобразования, по физике РП, радиационной защите, по теплогидравлике РП и технологии теплоносителя, системам обеспечения радиационной и ядерной безопасности, автоматизации измерений, проектные работы по ЭГК, РП и ЯЭУ в кооперации с главными конструкторами ЯЭУ «ТОПАЗ» (НПО «Красная Звезда») и космического аппарата (позднее КА получил название «ПЛАЗМА-А», КБ «Арсенал»).

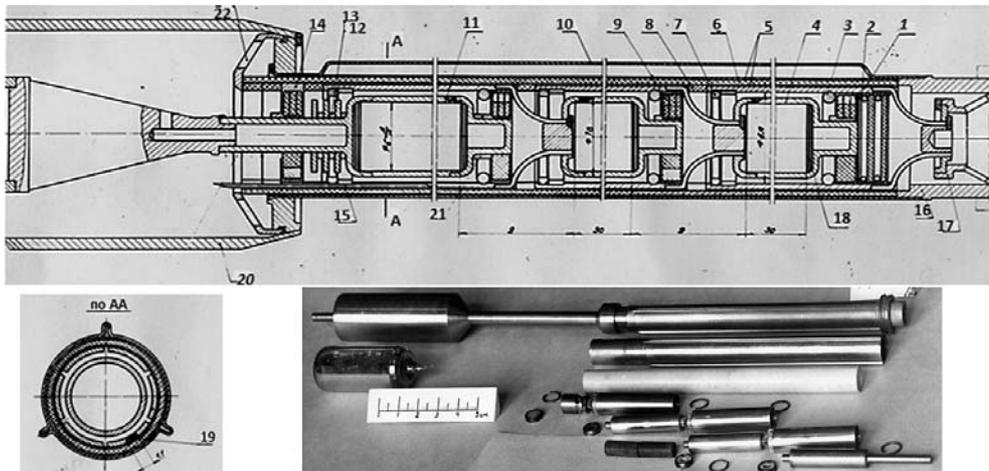


Рис.6. Трехтвэлный ЭГЭ: катодный узел – Mo + UO₂ (90 %-го обогащения U²³⁵); анод – Mo; электроизоляция – BeO; чехол – 1X18H10T; межэлектродная коммутация – титановая проволока (Ø 0,3мм): 1 – анод концевой; 2 – пакет экранирующий; 3 – кольцо; 4 – анод (катод); 5 – контактный подслей; 6 – трубка; 7 – кольцо; 8 – кольцо; 9 – пакет центрирующий; 10 – чехол; 11 – катод; 12 – кольцо; 13 – экран; 14 – пакет центрирующий; 15 – микротермопара; 16 – втулка; 17 – токоподвод; 18 – экран; 19 – микротермопара; 20 – ампула; 21 – втулка; 22 – шайба

В ходе этих НИОКР отработывалась конструкция ПК, шел поиск и верификация проектных решений в ЭГК по программам «ТОПОЛЬ» и «АКАЦИЯ» в реакторе АМ в части технологии эмиттерных узлов, коллекторных пакетов (3-слойного и 5-слойного), системы дистанционирования электродов, систем подачи паров цезия в МЭЗ и других. В ходе НИОКР были не только заложены основы технологии изготовления ЭГЭ/ЭГК, но и реализованы для ПК и РП «ТОПАЗ» (семь наземных прототипов ЯЭУ (рис. 7) плюс два образца для ЛКИ в составе КА «ПЛАЗМА-А», которые были запущены в 1987 г.).

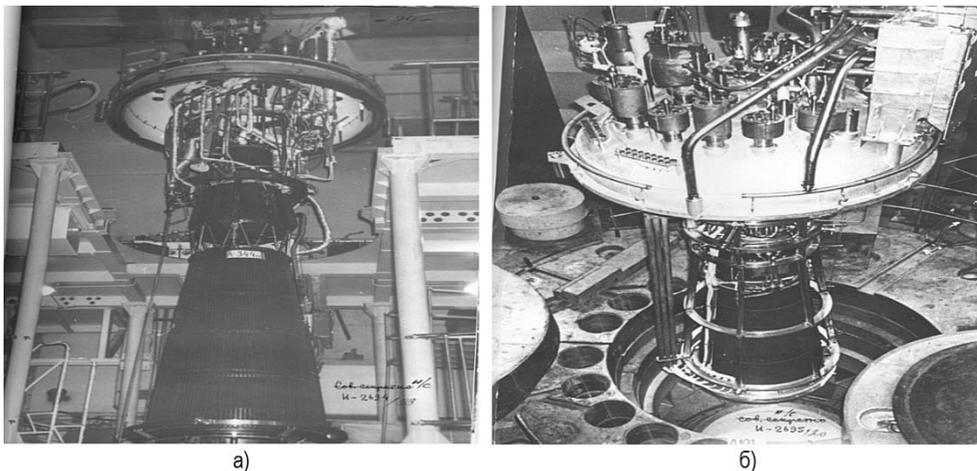


Рис. 7. Первый наземный прототип ЯЭУ «ТОПАЗ» (изделие 4Я-100-4С) на ступе общей сборки (а) и в процессе установки (б) в вакуумную камеру испытательного комплекса (здание 224) 10 апреля 1970 г. [5]

В общей сложности было изготовлено и испытано 114 ЭГК и 14 электрогенерирующих пакетов (групповые испытания ЭГК) для реакторных испытаний в АМ в составе КЭТ, изготовленных в количестве 104 шт., включая теплоэлектрофизические макеты, такие, как стенды для макетных физборок (рис. 8а) и изучения

электрических пробойных явлений в ЭГК (рис. 8б), т.е. рабочих процессов, в которых электрической прочности ЭГК уделялось особое внимание [5].

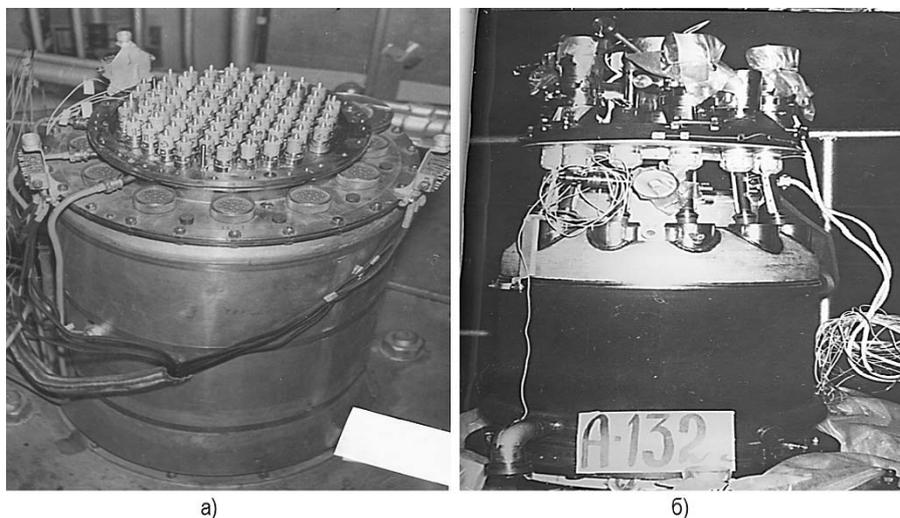


Рис. 8. Стенд для макетных физсборок (а) и имитатор энергоблока ЯЭУ «ТОПАЗ» для исследований пробойных явлений в макетах ЭГК (б)

Реакторные испытания ПК (КЭТ) обеспечивались рядом технологических систем в составе петлевых установок реактора АМ, важнейшими из которых являлись технологическая газовакуумная система и система анализа выходящих из ЭГК газообразных продуктов деления, детально описанные в [6].

Следует отметить успешные решения в реакторе АМ сложных проблем теплогидравлики петлевых установок. Теплоносителем в реакторе АМ была вода при высоких давлениях (примерно 15 МПа) и температуре (до 320 °С). Значительный перепад температуры между водой реактора АМ и наружным корпусом ЭГК относительно легко создавался и регулировался небольшим газовым зазором между чехлом и системой теплосброса ПК. По функциональному назначению системы (или контура) охлаждения петлевых установок можно разделить на две части: контур охлаждения ПК и контур охлаждения вспомогательного оборудования.

В реакторе АМ при условии использования его теплоносителя могла протекать значительная часть тепла на ПК от графитовой кладки реактора, имеющей высокую температуру (в режиме тепловых испытаний 290 – 300 °С). Снижение расхода или прекращение циркуляции воды в реакторе могло бы привести к резкому перегреву ПК, превращению в пар остатков воды в теплообменной части ПК и возникновению в нем аварийной ситуации. Поэтому наиболее целесообразным решением оказалось создание самостоятельного водяного контура охлаждения ПК на базе наиболее надежной системы системы охлаждения регулирующих органов (СУЗ) реактора АМ. В качестве теплоносителя использовалась дистиллированная вода при температуре 10 – 70 °С, давлении примерно $4 \cdot 10^5$ Па (6 атм.) с расходом на один ПК 1 – 1,2 м³/ч, что обеспечило температуру наружной стенки ПК примерно на 20 °С выше температуры воды. Контур запитывался от коллектора системы СУЗ и сбрасывал нагретую воду в сборный коллектор, температура воды в котором была в интервале 10 – 40 °С. Индивидуальный контур и возможности замеров расхода и подогрева воды обеспечили измерение тепловой мощности ЭГК простым теплотех-

ническим способом. Имитация условий теплосъема проектируемых энергонапряженных РП осуществлялась созданием застойных зон жидкометаллических теплоносителей (NaK или Li) вокруг корпуса ЭГК [6].

Полученный опыт создания петлевых установок и петлевых испытаний ЭГК в составе реактора АМ, безусловно, будет полезен при создании и испытаниях ПК в исследовательских реакторах нового поколения, в том числе для реконструируемого испытательного комплекса «ТОПАЗ» (здание 224).

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПЕТЛЕВЫХ ИСПЫТАНИЙ ТЕРМОЭМИССИОННЫХ ЭГК РАЗЛИЧНОГО НАЗНАЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ АМ

Результаты петлевых испытаний ЭГК по программе «ТОПОЛЬ», позволившие принять решение по базовой схеме ЭГК для ЯЭУ «ТОПАЗ», детально описаны в [5].

К 1966 г. был создан и испытан штатный многоэлементный (с геометрически профилированными длинами ЭГЭ) ЭГК реактора «ТЭУ-5» (КЭТ-16), результаты испытаний которого показали стабильность выходных характеристик ЭГК на временной базе 1271 час и подтвердили правильность заложенных в расчет РП нейтронно-физических и электротехнических характеристик (включая базу данных о вольтамперных характеристиках ТЭП/ЭГЭ), полученных на вне-реакторной электрофизической базе лабораторий «Физики ТЭП» Ю.К. Гуськова и «Физико-технической лаборатории» И.Н. Прилежаевой [5].

В 1968 г. проведены длительные (в соответствии с ТЗ) реакторные испытания штатного для реактора «ТЭУ-5» ЭГК в течение более 2166 часов (КЭТ-21), в ходе которых средняя плотность электрической мощности составила величину $W_{эл} = 2 - 2.3$ Вт/см² (при максимальной температуре эмиттера 1600 °С). Собственно говоря, результаты испытаний КЭТ-21 стали основой для принятия решений об изготовлении первого наземного прототипа изделия 4Я100-4С [5].

Результаты испытаний ПК с ЭГК в энергонапряженных режимах для ЯЭУ типа «АКАЦИЯ» и других перспективных проектов ЯЭУ второго поколения представлены в работах [6, 8] (КЯЭУ первого поколения относятся ЯЭУ «БУК» с термоэлектрическими и «ТОПАЗ» с термоэмиссионными преобразователями).

Следует отметить, что проблема достижения в соответствии с ТЗ достаточной ресурсоспособности решена только для ЯЭУ первого поколения. Технические требования к ЯЭУ второго поколения в части необходимости достижения ресурса 7 – 10 лет, увеличения выходной электрической мощности до 50 – 1000 кВт (при выходном напряжении около 120 В) до настоящего времени не удовлетворены в полном объеме [8] из-за процессов влияния газообразных и летучих продуктов деления в схемах ЭГК с совмещенными полостями ТВЭЛ и МЭЭ. В КЭТ-85, 86 и 87 была попытка разделить эти полости путем введения в конструкцию этих ЭГК так называемого газоотводного тракта (ГОТ) [6]. Однако негерметичный в отношении разделения полостей ТВЭЛ и МЭЭ ГОТ желаемого результата по увеличению ресурса ЭГК не дал.

Эта отложенная задача может быть решена в модернизированных схемах ЭГК с герметичным ГОТ для ЯЭУ второго поколения в реакторных испытаниях ПК модернизированной конструкции, разработанной И.Х. Меркурисовым с коллегами, проводимых в настоящее время в ОАО «ИРМ» (г. Заречный) в реакторе ИВВ-2М [9].

Завершая описание достигнутых результатов реакторных испытаний ПК с ЭГК различного типа в реакторе АМ, следует отметить, что по результатам испытаний и послереакторной разделки испытанных ЭГК в «горячей» лаборатории ФЭИ выпущено примерно 700 научно-технических отчетов, в которых обоснованы следующие основные результаты:

- каждый реакторный эксперимент был использован для проектных работ по совершенствованию конструкции и технологии изготовления постоянно модернизируемых ЭГК и КЭТ для ЯЭУ «ТОПАЗ», «АКАЦИЯ» и других РП;
- в реакторных испытаниях ПК типа КЭТ удалось воспроизвести штатные условия работы ЭГК в составе ЯЭУ (кроме влияния водорода из гидридциркониевого замедлителя в схемах ЯЭУ на промежуточных нейтронах);
- была окончательно определена технология изготовления ЭГК, его тепло и электрофизические параметры, геометрические размеры элементов конструкции для получения требуемых к.п.д. и ресурса (в соответствии с ТЗ на ЯЭУ первого поколения), а также уточнены данные расчетов;
- изучен широкий спектр режимов и параметров работы ЭГК, установлено отрицательное влияние на выходные характеристики и их ресурсную стабильность ГПД (радионуклиды K_g, Xe и др.) и ЛПД (летучие соединения урана из топливного сердечника ТВЭЛ/ЭГК) в ЭГК с совмещенными полостями ТВЭЛ и МЭЗ;
- использование осветляющих (медных и др.) покрытий на электродах, уменьшающих приведенную черноту систем эмиттер-коллектор и необратимые излучательные тепловые потери, повышающие к.п.д., требует продолжения исследований в ЭГК для ЯЭУ второго поколения;
- обнаружено изменение теплопроводящих свойств в смесях тяжелых и легких газов в малых и протяженных зазорах в ЭГК и КЭТ, причиной которого является термодиффузионное расслоение газов; рекомендованы проектные решения для создания в ЭГК/КЭТ требуемых температурных градиентов;
- с помощью экспериментальных данных исследований и испытаний ЭГК/КЭТ верифицированы расчетные методики и коды;
- смоделирован быстрый выход на рабочий режим ЭГК и его автономный режим (без внешней вакуумной откачки МЭЗ), получены экспериментальные результаты, важные для обеспечения ресурсной стабильности выходных характеристик ЭГК для ЯЭУ второго поколения;
- доказана возможность использования в качестве электрической нагрузки для ЭГК и ЭГП электрического двигателя и аккумуляторной батареи;
- установлена нежелательная возможность изменения электрического сопротивления изоляции ЭГК в рабочих условиях, что потребовало соответствующих проектных и расчетных решений в обоснование проектных характеристик ЭГК и ЯЭУ;
- решены вопросы обеспечения безопасной радиационной обстановки на всех этапах испытаний КЭТ, а также хранения ГПД и ЛПД в предварительно вакуумированных малых газгольдерах при текущей эксплуатации и ремонте оборудования петлевых установок реактора АМ;
- петлевая установка реактора АМ в течение 40-летней эксплуатации претерпела ряд конструктивных усовершенствований и перестроек рабочих помещений (совместно с ОАО «ГСПИ»), результатом которых достигнута оптимальная в реакторе АМ компоновка четырех действующих, в том числе одновременно, петлевых установок с рациональным размещением оборудования, измерительных и операторских пультов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Бесценный опыт создания, эксплуатации петлевых установок реактора АМ, а также результаты более 100 реакторных испытаний ЭГК в составе КЭТ различного назначения будет несомненно использован при создании исследовательских реакторов и в проектных работах по разработке ЭГК для термоэмиссионных ЯЭУ второго поколения различного назначения.

Осталась нерешенной проблема обеспечения стабильности и ресурсоспособности выходных электрических характеристик ЭГК с совмещением полостей ТВЭЛ и МЭЗ на временную базу более одного года.

Литература

1. *Пупко В.Я.* История работ по летательным аппаратам на ядерной энергии для космических и авиационных установок в ГНЦ РФ-ФЭИ: 2-е изд. - Обнинск: ФЭИ. -2002. -72с.
2. *Грязнов Г.М.* Космическая атомная энергетика и новые технологии (Записки директора). М.: Издательство ФГУП «ЦНИИ Атоминформ». -2007. -136 с.
3. Архивный фонд ФЭИ, инв. №224/02.02 -34/114 от 26.02.2014 г.
4. *Синявский В.В.* Научно-технический задел по ядерному электроракетному межорбитальному буксиру «Геркулес». //Космическая техника и технологии. -2013. - Вып.3. - С. 25-45.
5. *Раскач Ф.П.* История разработки и создания ядерно-энергетической установки «ТЭУ-5» с термоэмиссионным реактором-преобразователем. - ФЭИ. -1970. -92 с. -архивная единица хранения №2380.
6. *Синявский В.В.* Методы и средства экспериментальных исследований и реакторных испытаний термоэмиссионных электрогенерирующих сборок. М.: Энергоатомиздат. -2000. -375 с.
7. *Бологов Л.М., Визгалов А.В., Меркурисов И.Х., Ярыгин В.И.* Разработка и исследование термоэмиссионных электрогенерирующих каналов./ Труды ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского. М.: ЦНИИ Атоминформ. - С.291-309. - 1996. - 560 с.
8. *Савлов Н.А., Купцов Г.А., Русанов А.Е.* Разработка и экспериментальное обоснование конструкции и технологии ЭГК повышенной эффективности и ресурса. В «Избранных трудах ФЭИ 1996 г.» Обнинск: ФЭИ. -1997. - С.193-199. - 200 с.
9. *Ярыгин В.И.* Ядерная энергетика прямого преобразования в космических миссиях XXI в. // Известия вузов. Ядерная энергетика. №2. - 2013. С. 5-20.

Поступила в редакцию 01.07.2014 г.
(текст приводится в авторской редакции)

Автор

Ярыгин Валерий Иванович, главный научный сотрудник
отделения космических энергетических систем, доктор техн. наук, профессор
E-mail: ecs@ipre.ru

UDC 621.039.566.2(09)

LOOP TESTS OF THERMIONIC FUEL ELEMENTS IN THE AM REACTOR

Yarygin V.I.

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

ABSTRACT

Reactor tests of thermionic fuel elements (TFE) in the loop channels in test reactors have always been and remain an important step in justification of TFE and core design solutions for thermionic reactors (TR) of nuclear power systems (NPS) of various applications. Consideration is given to the results of reactor tests of TFEs inside the loop channels in the core of the World's First AM Nuclear Power Plant, which in June 2014 celebrates its 60-th anniversary since its commissioning. These results were obtained in the course of over 100 loop tests conducted during the process of designing and development of thermionic reactors under the program of research and development of space NPSs of the first generation, like TOPAZ,

AKATSIYA, etc. The principal unresolved problems were stated and recommendations on their solution were given in the studies dedicated to development of space NPSs of the second generation, with the TR extended lifetime and improved value of the output electric power.

The description is given of the AM reactor technological infrastructure that allowed for the TFE loop tests. The profiles of initial and follow-up loop channel and TFE design solutions are considered for various projects of thermionic reactor designs. Special attention is paid to electro-physical and endurance characteristics of tested TFEs with various design solutions for NPSs of the first and second generations.

The analysis of design solutions and reactor test results for multi-element TFEs in NPSs of various applications made it possible to formulate the following principal conclusions:

- invaluable experience of development and operation of AM reactor loop installations and the results of over 100 TFE reactor tests in these loops will certainly be used when designing test reactors and TFEs for thermionic NPSs of the second generation and various applications;
- there is still an unresolved problem of how to provide a stable and long-life-time output electrical performance of TFEs, with merging the cavities of fuel elements and inter-electrode gaps, for the time period of over a year.

Key words: nuclear reactor, thermionic, loop channel, thermionic fuel element, reactor test.

REFERENCES

1. Pupko V.Ya., History of Activities Dedicated to Nuclear-Powered Aircraft Development for Space and Aviation Systems at the SSC RF-IPPE. 2-nd edition. Obninsk. IPPE Publ., 2002, 72 p. (in Russian).
2. Gryaznov G.M., Space Nuclear Power and New Technologies (Directors Notes). Moscow. FSUE «TSNII Atominform» Publ., 2007. 136 p. (in Russian).
3. IPPE Archive Fund, record №224/02.02-34/114 as of 26.02.2014 (in Russian).
4. Sinyavsky V.V. Advanced Scientific and Technological Development Results on Nuclear Electric Propulsion Orbital Transfer Vehicle «Hercules». *Space Engineering and Technology*. 2013, no. 3, pp. 25-45.
5. Raskach F.P. History of Development and Construction of the Nuclear Power System TEU-5. Obninsk. IPPE Publ., 1970, 92 p. Archive Item №2380 (in Russian).
6. Sinyavsky V.V., Methods and Tools for Experimental Studies and Reactor Tests of Thermionic Fuel Elements. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2000. 375 p. (in Russian).
7. Bologov P.M., Vizgalov A.V., Merkurisov I.Kh., Yarygin V.I. Research and Development of Thermionic Fuel Elements. SSC RF IPPE Proceedings «State Scientific Centre of the Russian Federation Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky». Moscow. TSNII Atominform Publ., 1996, pp. 291-309, 560 p. (in Russian).
8. Savlov N.A., Kuptsov G.A., Rusanov A.E. Development and Experimental Justification of the TFE Design and Technology with Improved Performance and Life-Time. In «The IPPE Selected Proceedings of 1996». Obninsk. IPPE Publ., 1997, pp. 193-199, 200 p. (in Russian).
9. Yarygin V.I. Direct Conversion Nuclear Power in Space Missions of the XXI Century. *Izvestiya Vuzov. Yadernaya Energetika*. 2013, no. 2, pp. 5-20.

Author

Yarygin Valerij Ivanovich, Chief Scientist, Dr. Sci. (Engineering), Professor
E-mail: ecs@ippe.ru

ХИМИЧЕСКОЕ РАЗЛОЖЕНИЕ ВОДЫ НА ВОДОРОД В ГЕТЕРОГЕННЫХ АЛЮМИНИЙСОДЕРЖАЩИХ КОМПОЗИЦИЯХ

В.К. Милинчук, В.И. Белозеров, О.А. Ананьева, Т.Е. Ларичева, Т.Е. Куницына

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



Исследованы кинетические закономерности и механизм химического разложения воды на водород в гидрореакционных гетерогенных системах, содержащих алюминий, алюминиевые сплавы и химические соединения (жидкое натриевое стекло или негашеная известь), придающие водному раствору щелочной характер. В основе эндотермического процесса разложения воды на водород в гетерогенных композициях с алюминием и жидким натриевым стеклом лежит гидролиз силикатной соли, реакция гидроксида натрия с поверхностной тонкой пленкой оксида алюминия Al_2O_3 и реакция восстановления водорода из воды активированным алюминием. В композиции алюминий-негашеная известь экзотермический процесс генерации водорода включает в себя удаление защитного оксидного слоя в реакции оксида кальция с оксидом алюминия, образование гидроалюминатов кальция и взаимодействие активированного алюминия с водой. Скорость образования и выход водорода зависят от соотношения констант скорости реакций гашения извести и скорости удаления с поверхности алюминия оксидной пленки. Гетерогенная композиция генерирует водород при условии, чтобы скорость удаления оксидной пленки была больше скорости гашения извести, что достигается оптимальным соотношением количества алюминия, негашеной извести и воды. Предельный выход водорода в композициях, содержащих оптимальное количество металла, жидкого натриевого стекла или негашеной извести, составляет 1.2 л водорода на 1 г алюминия.

Ключевые слова: вода, водород, алюминий, алюминиевые сплавы, оксид алюминия, оксид кальция, жидкое натриевое стекло, негашеная известь.

ВВЕДЕНИЕ

Надежным способом защиты алюминия и его сплавов от коррозии является химическое и электрохимическое оксидирование. Используемые в ядерных энергетических установках конструкционные материалы на основе алюминия и его сплавов покрыты тонкой оксидной пленкой, которая состоит, в основном, из слоя кристаллической γ -модификации оксида алюминия Al_2O_3 в виде плотного барьерного слоя толщиной 1 – 3 нм непосредственно на поверхности металла и внешнего пористого слоя толщиной от 100 до 200 нм [1]. Оксид алюминия устойчив к действию ряда

органических реактивов и некоторых минеральных солей, обладает высокой термической, радиационной стойкостью и в ядерном реакторе при высоких температурах в мощных полях ионизирующих излучений предохраняет чистый металл от прямого контакта с водой и водяным паром. Однако оксид алюминия хорошо растворяется в щелочных растворах, и удаление защитных оксидных покрытий в водных щелочных растворах переводит алюминий в состояние чистого металла, активно взаимодействующего с водой с большим выделением тепла, образованием водорода и твердого продукта [2 – 4].

В неконтролируемых и инцидентных ситуациях в водную среду АЭС могут попадать химические примеси, которые могут разрушить и удалить защитный оксидный слой, перевести металл в активное состояние по отношению к воде, привести к коррозии металла и неуправляемому процессу образования водорода. Поэтому с целью повышения водородной безопасности на АЭС необходимо исследовать химические процессы разложения воды на водород в различных композициях, содержащих реакторные металлы и водные растворы с химическими соединениями, придающих водному раствору щелочной характер.

В статье приведены результаты исследований химического процесса образования водорода в гидрореакционных гетерогенных композициях на основе алюминия и его сплавов, которые входят в состав материалов теплоизоляции и элементов конструкции реактора (для ВВЭР и РБМК) [5]. В качестве возможных неконтролируемых примесей исследованы жидкое натриевое стекло и негашеная известь, которые в нормальных условиях являются химически стабильными соединениями и широко применяются при производстве различных материалов и проведении ремонтных работ, например, жидкое натриевое стекло в качестве добавки вводится в состав бетона, применяемого при строительстве реакторных блоков АЭС [6].

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Для исследований были взяты образцы технического алюминия в виде алюминиевой пудры с размерами чешуек 25 – 50 мкм толщиной 0.25 – 0.50 мкм с удельной поверхностью 1.6 м²/г (марка ПАП-2, ГОСТ 13078-81); образцы алюминиевого сплава марки САВ-1; тройная система Al-Mg-Si следующего состава, масс. %: основные компоненты – Mg 0.45–0.90, Si 0.7–1.2, примеси (не более) – Fe 0.2, Zn 0.03, Cu 0.012, Mn 0.012, Ni 0.03, Ti 0.012, Cd 0.0001, В 0.00012, прочие примеси – каждой менее 0.03 в сумме менее 0.07 (ГОСТ 4784-74); образцы алюминиевого сплава АСД-4 (99.3% Al, 0.2% Fe, 0.2 % Si, прочие примеси – в сумме 0.3%). Из сплава САВ-1 изготавливаются каналы кластерного регулирующего органа СУЗ РБМК, конструкционные материалы активной зоны и защитные оболочки твэлов в исследовательских водоохлаждаемых реакторах типа МР, ИРТ, ВВР-Ц, ВВР-М, МИР. Алюминий используется в качестве матрицы сердечника дисперсионных твэлов, в которых содержится двуокись урана и плутония или соединения урана и плутония с алюминием [7].

В качестве химических примесей были исследованы жидкое натриевое стекло и негашеная известь. Использовались образцы жидкого натриевого стекла с силикатными модулями 2.5 и 3.2 и водородным показателем *pH* от 11 до 12 (ГОСТ 13078-81). Для приготовления гидрореакционных гетерогенных композиций использовали негашеную известь с высоким содержанием оксида кальция (содержание CaO 97.5%, марка ЧДА, ГОСТ 867 7-76) и техническую негашеную известь с более низким содержанием оксида кальция (содержание CaO 72%, ГОСТ 9179-77).

Процесс получения водорода включает в себя следующие процедуры [4]. Навески металла, химической добавки и дистиллированной воды, взятые в определенной

пропорции, загружаются в стеклянную колбу объемом 500 мл. Реакционная колба помещается в термостат, снабженный термометром, нагревается до необходимой температуры, при которой процесс идет в управляемом режиме и с удовлетворительной скоростью, и в дальнейшем поддерживается эта температура до окончания процесса образования водорода. Реакционная колба снабжена стеклянной трубкой для отвода через воду в измерительный сосуд образующегося водорода. Установка позволяет исследовать генерацию водорода в температурном диапазоне от комнатной температуры до 90 °С. Мониторинг реакции проводится путем измерения количества выделившегося водорода, поступающего в измерительный сосуд установки.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунке 1 приведены кривые, описывающие зависимость скорости образования и выхода водорода от состава композиций, состоящих из порошка алюминия, жидкого натриевого стекла и дистиллированной воды в соотношениях 1:1.2:0 (кривая 1), 1:1.2:0.35 (кривая 2), 1:1.2:1.4 (кривая 3) и 1:1.2:2.1 (кривая 4). Как видно, скорость накопления и выход водорода растут нелинейно с увеличением степени разбавления жидкого стекла водой. При разбавлении на ~30 и ~60 % выход водорода увеличивается в ~2.5 и ~4.3 раза соответственно, а при дальнейшем увеличении степени разбавления рост выхода водорода замедляется и достигает предельной величины при степени разбавления ~90 % (кривая 4). Максимальный выход водорода в расчете на 1 г алюминия составляет 0.3, 0.7, 1.0 и 1.2 л/г для композиций 1 – 4 соответственно.

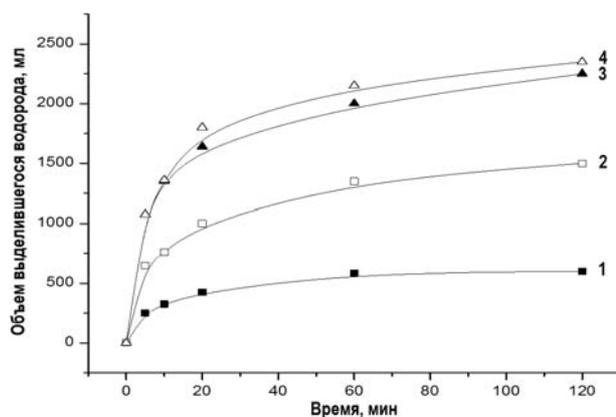


Рис. 1. Накопление водорода в зависимости от соотношения в композиции порошка алюминия, жидкого натриевого стекла и дистиллированной воды: 1 – соотношение (1 : 1.2 : 0); 2 – (1 : 1.2 : 0.35); 3 – (1:1.2:1.4); 4 – (1:1.2 : 2.1). Масса алюминия 2 г, температура 60 °С

В композиции, содержащей водный раствор жидкого стекла (кривая 4), максимальный выход водорода примерно в 4.5 раза больше, чем в композиции, содержащей только жидкое стекло (кривая 1). Это свидетельствует о значительном влиянии добавляемой к жидкому стеклу воды на стадии разложения воды на водород алюминием.

На рисунке 2 представлены кривые, характеризующие зависимость скорости образования и выхода водорода от температуры в интервале от комнатной до 80 °С для композиции, содержащей порошок алюминия и жидкое натриевоое стекло в соотношении 1:1.2. Образование водорода, хотя и с низкой скоростью, начинается при комнатной температуре. При нагревании до 50 °С скорость накопления и выход водорода значительно возрастают, а при 80 °С скорость увеличивается примерно в

десять раз (кривая 5). Температурная зависимость образования водорода свидетельствует об эндотермическом характере процесса, обусловленного высокой вязкостью жидкого стекла.

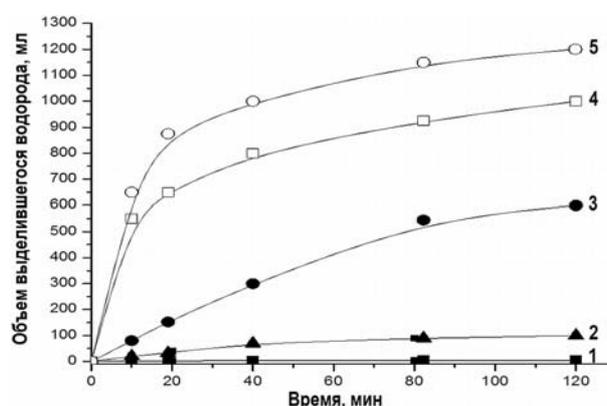


Рис. 2. Накопление водорода в композиции, содержащей порошок алюминия, жидкое натриевое стекло и дистиллированную воду в соотношении 1: 2: 4 в зависимости от температуры: 1 – комнатная температура; 2 – 40 °C; 3 – 50 °C, 4 – 60 °C, 5 – 80 °C. Масса алюминия 1 г.

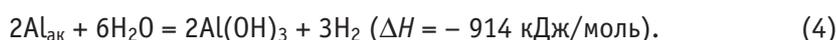
В основе химического процесса разложения воды на водород в гетерогенных щелочных растворах на основе алюминия и жидкого натриевого стекла лежат следующие химические реакции. На первой стадии протекает реакция гидролиза силикатной соли с образованием гидроксида натрия NaOH:



который взаимодействует с пленкой оксида алюминия



и удаляет ее с поверхности с образованием чистого алюминия $\text{Al}_{\text{акт}}$. Активированный алюминий $\text{Al}_{\text{акт}}$ восстанавливает водород из воды по одной из следующих экзотермических реакций:



Исследования накопления водорода в композициях, содержащих в качестве химического активатора алюминия негашеную известь с высоким содержанием оксида кальция или техническую негашеную известь с более низким содержанием оксида кальция, показали, что в разложении воды на водород принимает участие только негашеная известь (оксид кальция CaO). В композициях, содержащих гашеную известь с гидроксидом кальция $\text{Ca}(\text{OH})_2$, образование водорода не происходит. В качестве иллюстрации на рис. 3 приведены кривые накопления водорода в композициях, содержащих 1 г алюминиевой пудры, 10 мл дистиллированной воды, в зависимости от количества негашеной извести. Видно, что выход водорода достигает теоретически предельной величины ~1200 мл/г Al в течение ~20 мин при наличии в композиции ~2 г негашеной извести. На кинетику накопления водорода существенно влияет количество воды в композиции (рис. 4). Как видно, выход водорода растет с увеличением количества воды и достигает предельной величины 1200 мл/г при наличии в композиции ~20 мл воды, т.е. при превышении количества воды по отношению к количеству алюминия в 20 раз.

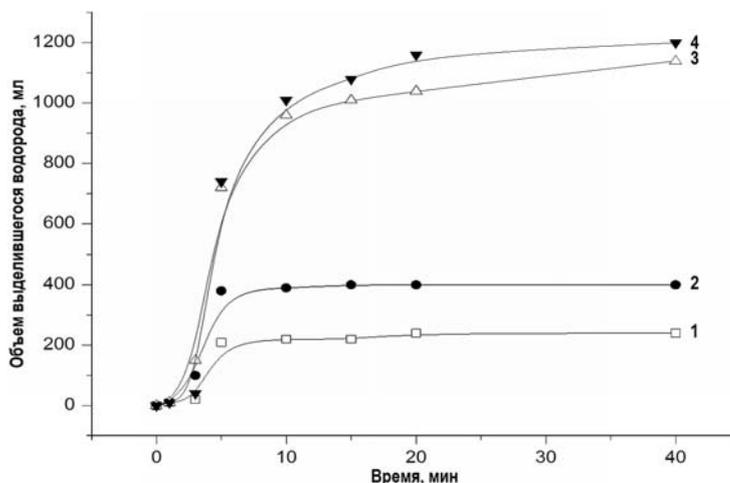


Рис. 3. Накопление водорода в композициях, содержащих 1 г алюминиевой пудры и 10 мл дистиллированной воды, в зависимости от количества технической негашеной извести: 1 – 0.5 г; 2 – 1 г; 3 – 1.5 г; 4 – 2 г. Температура комнатная

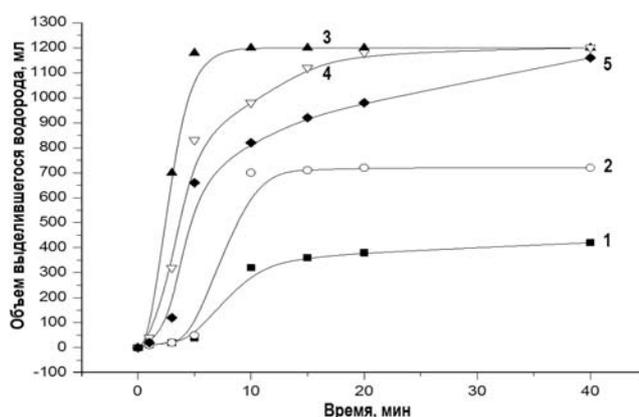


Рис. 4. Накопление водорода в композициях, содержащих 1 г алюминиевой пудры и 2 г негашеной извести с высоким содержанием CaO, в зависимости от количества дистиллированной воды: 1 – 5 мл; 2 – 8 мл; 3 – 10 мл; 4 – 15 мл; 5 – 20 мл. Температура комнатная

Таким образом, в гидрореакционных гетерогенных композициях, содержащих алюминиевую пудру, негашеную известь и дистиллированную воду, протекают химические реакции, результатом которых является образование водорода. В системе алюминий-негашеная известь-вода протекают конкурирующие реакции гашения оксида кальция



с образованием гидроксида кальция $\text{Ca}(\text{OH})_2$ (гашеная известь) и выделением большого количества тепла ($\Delta H = -65.1$ кДж/моль) и оксида кальция с оксидом алюминия



с удалением с поверхности алюминия защитной оксидной пленки, образованием гидроалюминатов кальция разного химического состава ($\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 19\text{H}_2\text{O} \cdot 4\text{CaO}$; $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 13\text{H}_2\text{O} \cdot 3\text{CaO}$; $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O} \cdot 2\text{CaO}$; $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 8\text{H}_2\text{O} \cdot \text{CaO}$) и чистого алюминия $\text{Al}_{\text{акт}}$ [7]. Активированный алюминий (без оксидной пленки) реагирует с водой с образованием гидроксида алюминия и водорода по реакции (4).

Скорость образования и выход водорода зависят от соотношения констант скоростей конкурирующих реакций гашения извести (5) и взаимодействия оксида кальция с оксидом алюминия (6). Генерация водорода происходит с заметной скоростью, если скорость удаления оксидной пленки Al_2O_3 превысит скорость гашения извести. Это достигается подбором соотношения количества алюминия, негашеной извести и воды – оптимальный состав композиции должен содержать количество воды, достаточное для участия в реакции гашения (5), в реакциях с оксидом алюминия (6) и активированным алюминием (7).

Водородный показатель водного раствора на основе негашеной извести и дистиллированной воды $pH \approx 13 - 14$, т.е. процесс образования водорода в таких композициях протекает в щелочной среде. Установлено, что гетерогенные композиции с негашеной известью эффективно разлагают на водород как дистиллированную, так и минерализованную воду. Предельный выход водорода в композициях, содержащих оптимальные количества алюминия, негашеной извести и воды, составляет на 1 М алюминия 1.5 М водорода (на 1 г алюминия 1.2 л водорода), что отвечает теоретически предельному значению. Выходы и скорости накопления водорода зависят от соотношения компонентов смеси. В зависимости от состава композиции и скорости подачи воды в реакционный сосуд процесс генерации водорода протекает в течение различных промежутков времени – от минут до многих часов.

Исследования гетерогенных композиций, содержащих алюминиевые сплавы, показали, что алюминиевые сплавы, как и алюминиевая пудра, в присутствии жидкого натриевого стекла и негашеной извести также эффективно разлагают воду на водород. В качестве примера в табл. 1 – 3 приведены некоторые результаты исследований выхода водорода в гидрореакционных гетерогенных композициях, содержащих алюминиевые сплавы марок САВ-1 и АСД-4. Видно, что в композиции, содержащей 1 г порошка алюминиевого сплава САВ-1, 1 г жидкого натриевого стекла и 10 мл дистиллированной воды, при 60 °С за 60 мин выделяется ~110 мл/г водорода (табл. 1), т.е. примерно в пять раз меньше, чем в композиции с алюминиевой пудрой (рис. 1). Негашеная известь является эффективным активатором алюминиевого сплава марки САВ-1. В композиции, содержащей 1 г порошка алюминиевого сплава САВ-1, 2 г технической негашеной извести и 10 мл дистиллированной воды, при комнатной температуре процесс генерации водорода протекает непрерывно в течение длительного времени с невысокой скоростью, и за пять суток выход водорода достигает 210 мл/г (табл. 2). С большей скоростью и большим выходом при 60 °С происходит образование водорода в композиции, содержащей 1 г порошка алюминиевого сплава марки АСД-4, 2 г негашеной извести и 10 мл дистиллированной воды, – через 200 мин выход водорода составляет 1000 мл/г (табл. 3).

Таблица 1

Накопление водорода в композиции, содержащей 1 г порошка алюминиевого сплава САВ-1, 1 г жидкого натриевого стекла и 10 мл дистиллированной воды. Температура 60 °С

Время, мин	10	20	30	60
Объем водорода, мл	30	55	80	110

Установленные различия в эффективности химического разложения воды на водород алюминиевой пудрой и порошками алюминиевых сплавов продолжают исследоваться.

Таблица 2

Накопление водорода в композиции, содержащей 1 г порошка алюминиевого сплава САВ-1, 2 г негашеной извести и 10 мл дистиллированной воды. Температура комнатная

Время, час	24	48	72	120
Объем водорода, мл	100	150	180	210

Таблица 3

Накопление водорода в композиции, содержащей 1 г порошка алюминиевого сплава АСД-4, 2 г негашеной извести и 10 мл дистиллированной воды. Температура 60°С

Время, мин	5	10	50	200
Объем водорода, мл	200	600	850	1000

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты исследований закономерностей химического разложения воды на водород в гидрореакционных гетерогенных композициях свидетельствуют о протекании эффективного процесса образования водорода в водных щелочных системах, содержащих реакторные металлические конструкционные материалы и химические примеси, реакции которых с пассивирующими оксидными покрытиями металлов в штатном водно-химическом режиме АЭС не рассматриваются [8]. Адекватный учет этого источника водорода в водных системах в неконтролируемых и инцидентных ситуациях будет способствовать повышению водородной безопасности на АЭС [5, 9].

Литература

1. Физическое материаловедение. Т. 8. Конструкционные материалы ядерной техники / Б.А. Калинин, П.А. Платонов, Ю.В. Тузов, И.И. Чернов, Я.И. Штромбах. – М.: НИЯУ МИФИ, 2012. – 736 с.
2. Шилина А.С., Милинчук В.К. Физико-химические процессы получения водорода и адсорбента, соответствующие принципам «зеленой» химии. // Альтернативная энергетика и экология – ISJAEЕ. 2009. № 10. С. 10 – 14.
3. Милинчук В.К., Шилина А.С., Ананьева О.А., Куницына Т.Е., Пасевич О.Ф., Ларичева Т.Е. Исследование экологически безопасных, энергосберегающих способов получения водорода химическим разложением воды. // Альтернативная энергетика и экология – ISJAEЕ. 2012. № 4. С. 49 – 54.
4. Милинчук В.К., Белозеров В.И., Шилина А.С., Ананьева О.А., Куницына Т.Е., Гордиенко А.Б. Исследование генерации водорода при взаимодействии алюминия с водными растворами. // Известия вузов. Ядерная энергетика. № 2, 2013. С. 39 - 46.
5. Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции. НП-040-02.
6. Справочник по ядерной энерготехнологии: Пер. с англ. / Ф. Ран, А. Адамантиадес, Дж. Кентон, Ч. Браун; под ред. В.А. Легасова. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 752 с.
7. Химическая энциклопедия. Редкол.: Кнуньянц И.Л. и др. – М.: Советская энциклопедия, 1990. – Т. 2. – 611 с.
8. Рошкетав Б.М. Водно-химический режим АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Учебное пособие. – М.: НИЯУ МИФИ, 2010. – 132 с.
9. Mitigation of hydrogen hazards in severe accidents in nuclear plants. International atomic energy agency. Vienna, 2011.

Поступила в редакцию 17.11.2014 г.

Авторы

Милинчук Виктор Константинович, профессор, доктор хим. наук

E-mail: milinchuk@iate.obninsk.ru

Белозеров Владимир Иванович, доцент, кандидат техн. наук

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

Ананьева Ольга Александровна, доцент, кандидат хим. наук

E-mail: o57362@gmail.com;

Ларичева Татьяна Евгеньевна, доцент, кандидат хим. наук

E-mail: tlaricheva@yandex.ru;

Куницына Татьяна Евгеньевна, заведующая лабораторией

E-mail: tat2112kun@mail.ru

UDC 620.9+544(075)

CHEMICAL DECOMPOSITION OF WATER INTO HYDROGEN IN HETEROGENEOUS ALUMINIUM-CONTAINING COMPOSITIONS

Milinchuk V.K., Belozyorov V. I., Anan'eva O.A., Laricheva T.E., Kunitsyna T.E.

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

ABSTRACT

The aim of this work was to investigate the kinetic regularities and mechanism of chemical decomposition of water into hydrogen in heterogeneous hydro-reactive systems containing aluminum, aluminum alloys, and such chemical compounds as liquid sodium glass or quicklime giving water solution alkaline properties. The installation for studying the process of hydrogen generation in the temperature range from room temperature to 90 °C includes a thermostat and a reaction flask equipped with a tube to drain through the water in the measuring vessel formed of hydrogen. Endothermic decomposition of water into hydrogen in heterogeneous compositions containing aluminum and liquid sodium glass is based on hydrolysis of silicate salt, the reaction of sodium hydroxide with a thin surface film of aluminum oxide Al_2O_3 , and the reaction of the recovery of hydrogen from water activated alumina. In the aluminum – quicklime composition, exothermic hydrogen generation involves removal of the protective oxide layer in the reaction of calcium oxide with aluminum oxide, the formation of hydroalumination calcium and activated aluminum interaction with water. The rate of formation and yield of hydrogen depend on the ratio of rate constants of the competing reactions of lime slaking and removal from the surface of the aluminum oxide film. Heterogeneous composition generates hydrogen, provided that the removal rate of the oxide film was greater than the speed of slaked lime, which is achieved by selecting the optimal ratio of aluminum, quicklime and water which should be enough to participate in the process of calcium oxide slaking in reactions with aluminum oxide and activated aluminum. The maximum hydrogen yield in the compositions containing the optimal ratio of metal, liquid sodium glass or quicklime is 1.2 liters of hydrogen per 1 g of aluminum.

Key words: water, hydrogen, aluminum, aluminum alloy, aluminum oxide, calcium oxide, liquid sodium glass, burnt lime.

REFERENCES

1. Kalin B.A., Platonov P.A., Tuzov Yu.V., Chernov I.I., Shtrombah Ya.I.. Fizicheskoe materialovedenie. T.8. Konstruktsionnyie materialyi yader-noy tehniki [Physical materials.

- V. 8. Structural materials of nuclear engineering]. Moscow. NRNU MEPhI Publ. 2012. 736 p
2. Shilina A.S., Milinchuk V.K. Fiziko-himicheskie protsessy polucheniya vodoroda i adsorbenta, sootvetstvuyushchie printsipam «zelyonoy» khimii [Physico-chemical processes for producing hydrogen and adsorbent corresponding to the principles of green chemistry]. *Alternativnaya energetika i ekologiya*. 2009, no. 10, pp. 10 – 14.
 3. Milinchuk V.K., Shilina A.S., Ananeva O.A., Kunitsyna T.E., Pasevich O.F., Laricheva T.E. Issledovanie ekologicheski bezopasnykh, energosberegayushchikh sposobov polucheniya vodoroda himicheskim razlozheniem vody [The study of environmentally friendly, energy-efficient ways of producing hydrogen by chemical decomposition of water]. *Alternativnaya energetika i ekologiya*. 2012, no. 4, pp. 49 – 54.
 4. Milinchuk V.K., Belozorov V.I., Shilina A.S., Ananeva O.A., Kunitsyna T.E., Gordienko A.B. Issledovanie generatsii vodoroda pri vzaimodeystvii alyuminiya s vodnymi rastvorami [Study of the generation of hydrogen by the interaction of aluminum with aqueous solutions]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2013, no. 2, pp. 39 - 46.
 5. Pravila obespecheniya vodorodnoy vzyrivozaschityi na atomnoy stantsii [The rules provide hydrogen explosion at the nuclear power plant]. NP-040-02 (in Russian).
 6. Ran F., Ada-mantiades A., Kenton Dzh., Braun Ch.; Pod red. Legasova . V.A.. Spravochnik po yadernoy energotekhnologii [Handbook of nuclear energy technology]. Per. s angl. Moscow. Energoatomizdat Publ. 1989. 752 p. (in Russian).
 7. Himicheskaya encyclopedia. Redkol.: Knunianz I. L. i drugie. M.: Sovetskaya encyclopedia, 1990. T. 2. – 611 s. [Chemical encyclopedia. The editorial board.: Knunianz I. L. and others. Moscow. Sovetskaya encyclopedia Publ., 1990, v. 2, 611 p.] (in Russian).
 8. Roschektaev B.M. Vodno-Himicheskii rezhim AES s reaktorami VVER-1000 i RBMK-1000 [Water chemistry of nuclear power plants with reactors VVER-1000 and RBMK-1000]. Moscow. NRNU MEPhI Publ. 2010. 132 p. (in Russian).
 9. Mitigation of hydrogen hazards in severe accidents in nuclear plants. International atomic energy agency. Vienna. 2011.

Authors

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

E-mail: vkmilinchuk@mail.ru;

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

E-mail: v.i.belosorov@iate.odninsk.ru

Anan'eva Olga Aleksandrovna, Associate Professor, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: o57362@gmail.com

Laricheva Tat'yana Evgen'evna, Associate Professor, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: tlaricheva@yandex.ru;

Kunitsyna Tat'yana Evgen'evna, Head of Laboratory

E-mail: tat2112kun@mail.ru

ФОТОНЕЙТРОНЫ ДЛЯ НЕЙТРОНОЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ

Ю.А. Кураченко

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

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



Статья является расширенным переводом сообщения на международной конференции RuPAC 2014 (Обнинск [1]). Проанализированы возможности организации нейтронозахватной терапии (НЗТ) на базе мощного ускорителя электронов средних энергий с энергией электронов 35 МэВ и средним током 4 мА. Подобные ускорители существуют и доступны на международном рынке. Материалом мишени выбран галлий, поскольку его наведенная активность спадает довольно быстро, выход нейтронов достаточен для организации НЗТ, а для характерного режима использования пучка спад активности материала мишени до фоновых значений происходит через четверо суток после выключения. Этот металл обладает необходимыми термогидравлическими характеристиками как теплоноситель – низкой температурой плавления и широким диапазоном температур жидкого состояния. Разработаны, исследованы и обоснованы расчетные модели генерации нейтронов, транспорта излучений в блоке вывода пучка и оптимизации характеристик пучка для НЗТ. Созданы расчетные технологии на базе транспортных кодов семейства MCNP, основанных на методе Монте-Карло. Для формирования требуемого спектра нейтронов и подавления мощного гамма-излучения мишени исследован ряд материалов и выбран оптимальный из них по совокупности характеристик (дифторид свинца). Показано, что по общепринятым характеристикам «in air» и «in phantom» сформированный пучок вполне соответствует требованиям НЗТ и в целом превосходит существующие и проектируемые реакторные пучки для радикальной нейтронозахватной терапии. Сопоставление выполнялось по «эталонному» для НЗТ пучку FCB Массачусетского технологического института (MIT, США), пучку эпитепловой колонны реактора TAPIRO (Италия) и пучку проектируемого специализированного реактора MAPC (Россия).

Ключевые слова: нейтронозахватная терапия, электронный ускоритель, фотонейтроны, галлий, активация мишени, защита пациента, превосходные характеристики пучка, современные медицинские технологии.

ВВЕДЕНИЕ

Основные принципы использования фотоядерных нейтронов, полученных на электронных ускорителях для производства радиоизотопов и медицины, изложены в [2]. В данной работе рассматривается проблема формирования нейтронного пучка ускорителя для нейтронозахватной терапии (НЗТ). Такой пучок должен иметь вполне определенные характеристики, соответствующие критериям «in air» и «in phantom», принятым мировым сообществом в результате многолетних исследований (описание и анализ этих критериев см., например, в [3 – 8]). Эти критерии предписывают

© Ю.А. Кураченко, 2014

значения интенсивности пучка, его спектральные характеристики, угловое распределение, степень «загрязнения» быстрыми нейтронами и гамма-излучением («in air»), а также специфические характеристики поля излучения в ткани («in phantom»). Блок вывода пучка должен быть организован таким образом, чтобы минимизировать дозовые нагрузки на персонал и излишнее облучение пациента. С другой стороны, расширение практики нейтронной терапии, возрастание ее доступности населению тесно связаны с вопросами обеспечения ядерной и радиационной безопасности функционирования необходимых нейтронных источников, в качестве которых традиционно используются ядерные реакторы деления. Поиск альтернативных подходов к генерации нейтронных полей требуемых параметров является актуальной проблемой, особенно в контексте практической реализуемости, экономической и экологической приемлемости.

Одним из перспективных подходов является получение нейтронов в реакциях, индуцированных ускоренными частицами низких и средних энергий. Первичный фундаментальный параметр источника (плотность потока нейтронов на поверхности операционного поля $\Phi_{epi} \approx \Phi_{tot} \geq 10^9$ нейтрон·см⁻²·с⁻¹) определяет нижнюю границу мощности ускорителя, зависящую также от типа ядерной реакции. В этом отношении отметим, что технологии ускорения электронов достигли значительного прогресса. Большие токи пучков миллиамперного диапазона, долговременная стабильность, компактные конфигурации делают электронные ускорители инструментом для генерации интенсивных нейтронных полей. При этом требования к мишенным устройствам оказываются весьма высокими. Это связано с высокой плотностью энерговыделения в мишени, достигающей сотен киловатт. Поэтому в качестве мишенных материалов разумно рассматривать жидкие металлы, наиболее приемлемым из которых является природный галлий.

ФОТОНЕЙТРОННЫЙ ИСТОЧНИК ДЛЯ НЗТ

При взаимодействии ускоренных электронов с массивной мишенью галлия основным каналом потери энергии является тормозное излучение. При энергиях электронов выше 15 МэВ тормозные гамма-кванты, поглощаясь ядрами галлия, испускают нейтроны в реакциях Ga(γ ,n) в области так называемого гигантского дипольного резонанса. Спектр фотонейтронов близок к спектру нейтронов деления урана. Природный галлий представлен двумя изотопами: ⁶⁹Ga (60.1%)+⁷¹Ga (39.9%). Это легкоплавкий металл ($t_{пл} = 29.8$ °C) плотностью 5.904 г/см³ в твердом состоянии и 6.095 г/см³ в жидком состоянии. Отличительная особенность галлия – большой температурный интервал жидкого состояния (2200 °C) [9, 10]. Это гарантирует возможность ввода в мишенный блок пучка практически любой мощности (> 100 кВт) без значимых усилий по обеспечению скорости течения жидкого металла. Полный выход первичных нейтронов с поверхности галлиевой мишени, как показывают расчеты, составляет около 10¹⁴ нейтрон/с на 100 кВт пучка. Подобные интенсивности нейтронов вполне реально получить, используя коммерчески доступные линейные ускорители электронов с энергией 20 – 50 МэВ.

Активация природного галлия происходит за счет фотореакций и реакций под действием собственных нейтронов. Основные процессы ^{69,71}Ga(γ ,n)^{68,70}Ga, ^{69,71}Ga(n,2n)^{68,70}Ga, ^{69,71}Ga(n, γ)^{70,72}Ga приводят к короткоживущим продуктам ⁶⁸Ga ($T_{1/2} = 68.3$ мин), ⁷⁰Ga ($T_{1/2} = 21.2$ мин) и ⁷²Ga ($T_{1/2} = 14.1$ час). Как показывают расчеты, при генерации нейтронных полей, приемлемых для НЗТ, и при условии циркуляции рабочего тела мишени полная активность галлия спадает до уровня природного фона за время, не превышающее четырех суток. Таким образом, использование фотоядерных процессов, инициируемых электронным пучком в жидкометалли-

ческой галлиевой мишени, позволяет достаточно просто без применения делящихся материалов получить высокоинтенсивный нейтронный источник ($\sim 10^{14}$ нейтрон/с), обладающий важным экологическим свойством – отсутствием долгосрочной активности рабочего тела, что существенно расширяет область его применимости.

РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ

Ввод пучка электронов. Выбор конфигурации ввода пучка в мишень осуществлялся из двух вариантов: а) ось ввода пучка электронов совпадает с осью канала вывода нейтронов; б) ось ввода перпендикулярна оси вывода, причем обе оси лежат в одной плоскости. Для расчетов использовалась простая сферическая модель мишени, радиус которой выбирался из условия максимального выхода нейтронов с ее поверхности. Этот радиус для данных материала мишени и энергии электронов 35 МэВ оказался равным 11 см для сценария, при котором пучок электронов вводится в центр сферической мишени. Все расчеты выполнены с помощью программ семейства MCNP, реализующих метод Монте-Карло. Оказалось, что «боковой» ввод пучка электронов предпочтительнее – в этом случае преимущественная генерация фотонов происходит в направлении, перпендикулярном выходу пучка нейтронов.

Простая модель мишени позволяет осуществлять комбинированный расчет транспорта излучений: первый этап – расчет характеристик нейтронов и фотонов на поверхности мишени и формирование соответствующего поверхностного источника; второй этап – транспорт излучений от сформированного источника через блок вывода и защиту в фантом и операционное помещение. Комбинированный подход неизбежен по причине чрезвычайно высокой трудоемкости «сквозного» расчета от ввода электронов до результирующих функционалов поля излучения.

Блок формирования пучка нейтронов. Для оптимизации блока вывода нейтронов пришлось сделать дальнейшее упрощение модели источника: было предположено, что электроны не вводятся боковым пучком, а изотропно излучаются в центре сферической мишени. Данное упрощение не отменяет сказанное о «боковом» вводе иницирующего пучка: оно необходимо только для начального этапа оптимизации характеристик блока вывода нейтронов; окончательные варианты блока вывода будут определяться в расчетах с боковым вводом. При использовании модели с излучением электронов в центре мишени, естественно, утрачивается информация о преимущественном распространении излучения в переднее (относительно направления пучка электронов) полупространство. Но поскольку основные нейтронные функционалы на выходе пучка формируются многократным рассеянием в формирователе спектра, эти функционалы достаточно слабо зависят от углового распределения нейтронов источника. Что касается фотонного излучения, то благодаря удачному сочетанию свойств дифторида свинца (и формирование спектра нейтронов нужной формы, и подавление гамма-излучения) на выходе пучка вклад фотонов, обусловленный источником, намного меньше вклада вторичного гамма-излучения, образованного при транспорте нейтронов (примерно в 10^5 – 10^6 раз).

Как показали расчеты по программе MCNPX [11], погрешность, вносимая заменой точечного источника поверхностным в плотность полного потока нейтронов и фотонов на выходе не превышает 10%. Эта оценка была выполнена на конечной стадии расчетов для окончательного варианта блока вывода. Были также сопоставлены спектральные распределения нейтронов и фотонов на выходе пучка. Как и следовало ожидать, они оказались близки для двух расчетных технологий, поскольку формируются в большей степени материалами блока вывода, а не характером спектрального распределения собственно источника.

Переход к упрощенной модели источника позволил выполнить оптимизацию

блока вывода с использованием более эффективной в данном случае программы MCNP5 [12], а также рассчитать характеристики поля излучения в фантоме и в операционном помещении. Задачи транспорта излучений решались без его генерации, что было сделано на этапе подготовки источника. Отметим, что модель мишени испускает с поверхности при среднем токе 4 мА $\sim 3.3 \cdot 10^{16}$ фотон/с (средняя энергия фотонов ~ 2.22 МэВ) и $1.2 \cdot 10^{14}$ нейтрон/с (средняя энергия нейтронов ~ 1.22 МэВ).

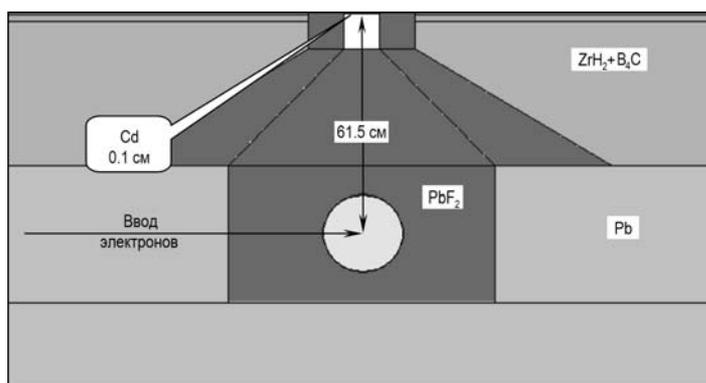


Рис. 1. Аксиальное сечение осесимметричной расчетной модели (получено визуализатором программы MCNP)

На рисунке 1 представлено аксиальное сечение блока вывода пучка нейтронов для НЗТ, который получен в расчетах посредством вариантного подбора материалов и конфигурации слоев. Блок представляет собой осесимметричную композицию, составленную из цилиндрических и конических слоев преимущественно тяжелых материалов, содержащих основным компонентом свинец. В этом блоке в качестве замедлителя, «сдвигающего» спектр нейтронов, и конического коллиматора используется PbF_2 . Этот материал помимо формирования спектра нейтронов эффективно подавляет «вредное» с точки зрения НЗТ фотонное излучение. Для того чтобы убрать из пучка ненужные для НЗТ тепловые нейтроны, на выходе пучка помещена пластинка кадмия толщиной 1 мм.

КАЧЕСТВО ПУЧКОВ ДЛЯ НЗТ

Поскольку бо́льшая часть доступных в литературе данных нормирована на конкретное содержание ^{10}B в здоровой ткани и опухоли, а именно, на 18 ppm для здоровой ткани и 65 ppm для опухоли, во всех расчетах далее используются эти значения.

Для сопоставления с рассчитываемым пучком нейтронов из мишени электронного ускорителя привлекаются характеристики

- «эталонного» для НЗТ пучка FCB (Fission Converter Based) MIT (измерения [13, 14]), в настоящее время выведен из эксплуатации;
- пучка эпителиевой колонны реактора TAPIRO [8, 15–18], ориентированного на применение в НЗТ (расчет, подтвержденный измерениями; пучок также выведен из эксплуатации);
- пучка специализированного медицинского реактора MAPC (расчет [2, 4 – 6, 8, 18, 19]).

Далее предлагаемая система генерации нейтронов, организации вывода пучка и связанные с этим расчетные данные будут именоваться для краткости аббревиатурой **eGa** (electron+Gallium).

«In air»-характеристики пучков. Эти функционалы описывают поле излучений на выходе пучка без облучаемого фантома и упрощают задачу выбора

оптимальных конфигурации и состава материалов блока вывода (без трудоемких расчетов функционалов «in phantom»). Предполагается, что если характеристики пучка «в воздухе» удовлетворяют конкретным критериям, выработанным мировым сообществом, то следует ожидать, что и функционалы «в фантоме» также будут удовлетворять требованиям НЗТ.

Приведем общепринятые значения основных критериев «in air» (см. [3 – 8]):

– плотность потока эпитепловых ($0.4 \text{ эВ} < E < 10 \text{ кэВ}$) нейтронов

$$\Phi_{epi} \geq 10^9 \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}; \quad (1)$$

– отношение мощности поглощенной дозы гамма-излучения к плотности потока эпитепловых нейтронов

$$D_g / \Phi_{epi} < (2 - 5) \cdot 10^{-11} \text{ сГр}\cdot\text{см}^2; \quad (2)$$

– отношение мощности поглощенной дозы быстрых ($E > 10 \text{ кэВ}$) нейтронов к плотности потока эпитепловых нейтронов

$$D_{fast} / \Phi_{epi} < (2 - 5) \cdot 10^{-11} \text{ сГр}\cdot\text{см}^2; \quad (3)$$

– отношение аксиального тока эпитепловых нейтронов к потоку

$$J_{epi} / \Phi_{epi} > 0.7. \quad (4)$$

Для снижения «вредной» дозы на входе в ткань очевидно, что необходимыми являются требования $\Phi_{epi} \rightarrow \Phi_{tot}$; $\Phi_{fast} \rightarrow 0$; $\Phi_{th} \rightarrow 0$ (Φ_{th} – плотность потока тепловых нейтронов).

Таблица 1

Основные «in air»-характеристики рассматриваемых пучков

	Φ_{tot} / Φ_{epi} , $\text{см}^{-2} \text{с}^{-1}$ $\times 10^9$	«Загрязнение» пучка				J_{epi} / Φ_{epi}	Средняя энергия, МэВ
		Φ_{fast} / Φ_{tot} , % $\times 100$	Φ_{th} / Φ_{tot} , % $\times 100$	D_g / Φ_{epi} , $\text{сГр}\cdot\text{см}^2$ $\times 10^{-11}$	D_{fast} / Φ_{epi} , $\text{сГр}\cdot\text{см}^2$ $\times 10^{-11}$		
Желательные для НЗТ	≥ 1	$\rightarrow 0$	$\rightarrow 0$	$< (2 - 5)$	$< (2 - 5)$	≥ 0.7	
FCB MIT	4.2/?			1.3	4.3	0.84	
TAPIRO	1.1/0.80	6	20	6.74	4.25	0.81	0.0087
MARS	1.5/1.0	13	6	6.14	11.8	0.75	0.036
eGa, вар. 1	2.9/2.7	6.5	0.27	0.542	3.42	0.78	0.013
eGa, вар. 2	5.3/4.1	13	11	1.31	8.98	0.77	0.025

В таблице 1 приведены значения критериев «in air» для сопоставляемых пучков. Для **eGa** представлены данные в двух близких вариантах блока вывода (более «жесткий» вариант 1 и менее «жесткий» – вариант 2). Эти варианты незначительно различаются по конфигурации материалов.

Из представленных данных следует сделать вывод о том, что по характеристикам «in air» («free beam») пучок установки **eGa** в совокупности не уступает реакторным пучкам и даже превосходит их для НЗТ. Рисунок 2, на котором показаны спектральные характеристики нейтронов на выходе пучка, подкрепляет этот вывод.

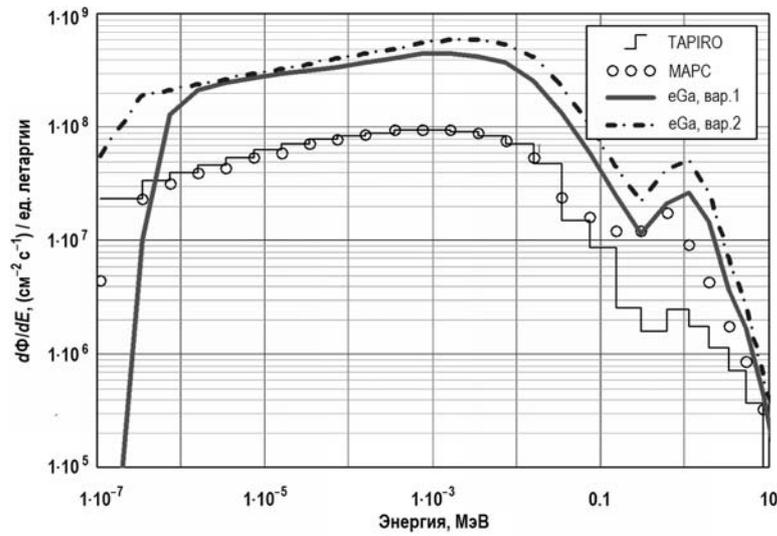


Рис. 2. Спектральные распределения нейтронов на выходе пучков

«IN PHANTOM»-ХАРАКТЕРИСТИКИ ПУЧКОВ

Из самых общих представлений о механизме НЗТ следует требование максимизировать дозу в опухоли и при этом минимизировать дозу в здоровой ткани. Но это требование совершенно недостаточно для формирования единственного критерия. Мировое сообщество выработало несколько связанных взаимодополняющих критериев, ранжировать которые по степени важности, вообще говоря, не представляется возможным. Традиционно основными считаются критерии, предложенные сотрудниками MIT около 40 лет назад [13, 14] и дополненные позже другими исследователями [3–8].

При НЗТ дозы в опухоли (мишени) и в ткани формируются следующим образом:

$$D_{tumor} = СБЭ_{B, tumor} \cdot D_{B, tumor} + ОБЭ_N \cdot D_N + ОБЭ_O \cdot D_O + ОБЭ_{fast} \cdot D_{fast} + ОБЭ_\gamma \cdot D_\gamma, \quad (5)$$

$$D_{tissue} = СБЭ_{B, tissue} \cdot D_{B, tissue} + ОБЭ_N \cdot D_N + ОБЭ_O \cdot D_O + ОБЭ_{fast} \cdot D_{fast} + ОБЭ_\gamma \cdot D_\gamma,$$

где ОБЭ – относительная биологическая эффективность излучений; СБЭ – составная биологическая эффективность (Compound Biological Effectiveness – CBE [21]) реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$; D – мощность поглощенной дозы; $D_{B, tumor}$, $D_{B, tissue}$ – мощности поглощенной дозы в результате реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ в опухоли и ткани соответственно; D_N – компонент, обусловленный взаимодействиями нейтронов с ядрами азота; D_O – компонент, определяемый реакциями на изотопах кислорода; D_{fast} – компонент, обусловленный замедлением нейтронов на ядрах водорода; D_γ – мощность поглощенной дозы, формируемая гамма-квантами пучка, а также вторичными гамма-квантами, сопровождающими перенос нейтронов в ткани.

Сотрудниками MIT было предложено три основных критерия качества пучка.

1. Предельная глубина «выигрыша» AD (Advantage Depth) – глубина x в ткани, на которой доза в опухоли становится равной максимальной дозе в ткани:

$$D_{tumor}(x) = D_{tissue}^{max}. \quad (6)$$

Эта величина характеризует проникающее качество нейтронов пучка.

2. «Выигрыш» AR (Advantage Ratio) – отношение одномерных интегралов по глубине ткани, обычно по оси пучка:

$$AR = \int_0^{AD} D_{tumor}(x) dx / \int_0^{AD} D_{tissue}(x) dx. \quad (7)$$

Этот критерий характеризует пучок с точки зрения интеграла «повреждающей» дозы на здоровую ткань: чем больше величина AR , тем (при прочих равных) получит меньшую дозу здоровая ткань. Интегрирование выполняется по наиболее важному направлению, совпадающему с осью пучка.

3. Мощность дозы в опухоли на предельной глубине «выигрыша» $ADDR$ (Advantage Depth Dose Rate)

$$ADDR = D_{tumor}(AD). \quad (8)$$

Это «клинический» критерий, определяющий время необходимой экспозиции. Чем больше $ADDR$, тем (при прочих равных) меньше это время. Для пучка FCB MIT эта величина благодаря конвертеру тепловых нейтронов достаточно велика: $D_{tumor}(AD) = 126 - 172$ сГр-экв./мин в зависимости от мощности реактора и содержания бора.

4. На практике дело не ограничивается этими критериями. Важным и используемым повсеместно критерием является терапевтическое отношение TR (Therapeutic Ratio – см., например, [20]) – отношение «полезной» дозы в опухоли на глубине x к максимальной «вредной» дозе в ткани на оси пучка:

$$TR(x) = D_{tumor}(x) / D_{tissue}^{max}, \quad (9)$$

где дозы в опухоли (D_{tumor}) и в ткани (D_{tissue}) определяются в соответствии с (5). Это очевидная характеристика того, в какой степени пучок является эпитепловым.

Значения критериев «in phantom» для сопоставляемых пучков приведены в табл. 2. Характеристики «in phantom» для пучков TAPIRO и MAPC получены нами ранее ([2 – 8, 18, 19]), причем для TAPIRO наши результаты вполне согласуются с данными других авторов.

Таблица 2

Основные «in phantom»-характеристики рассматриваемых пучков

	Мощность, кВт	Предельная глубина «выигрыша» ADDR, см	«Выигрыш» AR	Мощность дозы на глубине ADDR, сГр-экв/мин
FCB MIT	6000	9.7	5.0	172
TAPIRO	5	9.70	5.30	32.6
MARS	10	7.85	5.24	32.8
eGa, вар. 1	140	9.87	5.42	87.4

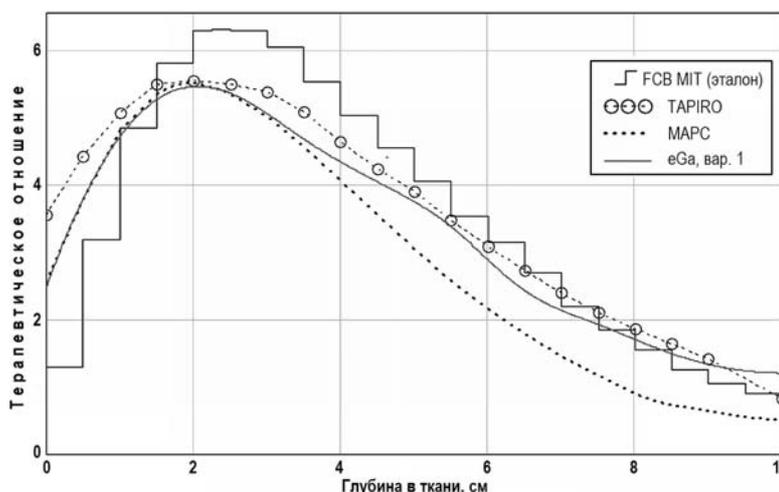


Рис. 3. Терапевтическое отношение для рассматриваемых пучков

Из представленных результатов следует сделать вывод о том, что и по характеристикам «in phantom» пучок установки **eGa** не уступает реакторным пучкам и даже

превосходит их для НЗТ. Сделанный вывод подкрепляет рис. 3, на котором представлено терапевтическое отношение (9) для рассматриваемых пучков.

ЗАЩИТА ПАЦИЕНТА

Немаловажной характеристикой установки для НЗТ является радиальный градиент дозы на выходе пучка («проблема полутени»). Эта характеристика определяет дополнительное облучение пациента, дозные поля в операционном помещении и необходимые средства защиты.

На рисунке 4 представлено радиальное распределение полной (нейтроны + фотоны) дозы на выходе пучка в относительных единицах: каждый график нормирован на максимальное значение своей дозы на оси пучка. Из этих данных видно, что блок вывода установки **eGa** обеспечивает (на расстоянии 50 см от оси пучка) в четыре раза меньшую относительную дозу, чем блок вывода пучка реактора МАРС, и в 500 раз меньшую дозу, чем блок вывода пучка реактора ТАПИРО. Отметим, что пучки всех установок ориентированы на радикальную НЗТ, т. е. на подведение больших доз к мишени. При этом проблема снижения дозы общего облучения является весьма существенной, и здесь преимущества **eGa** очевидны.

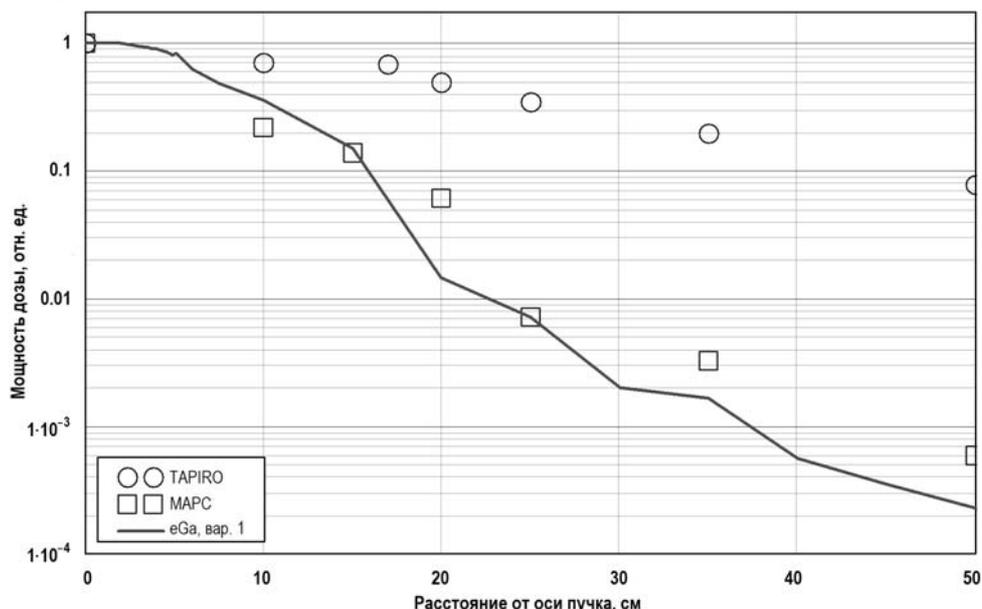


Рис. 4. Радиальное распределение дозы на выходе рассматриваемых пучков (данные для каждого пучка нормированы на собственный максимум на оси пучка)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты выполненных исследований позволяют сделать главный вывод – выбранные способы генерации фотонейтронов и формирования пучков для НЗТ обеспечивают терапевтические характеристики пучка нейтронов, в совокупности превосходящие характеристики существующих и проектируемых реакторных пучков. Данный вывод подвергает сомнению общепринятое мнение о том, что радикальная НЗТ возможна только с применением реакторных пучков.

Литература

1. RuPAC 2014: XXIV Russian Particle Accelerators Conference. OCTOBER 6 – 10, 2014, OBNINSK, RUSSIA / Available at <http://www.ippe.ru/ninf/konsem/RuPAC2014-Scientific-Program.pdf>.
2. Кураченко Ю.А., Говвердовский А.А., Рачков В.И. Новый интенсивный источник нейтро-

- нов для медицинских приложений // Медицинская физика. – 2012. – №2. – С. 29 – 38.
3. *Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С.* Критерии качества нейтронных пучков для лучевой терапии // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №1. – С. 139 – 149.
 4. *Кураченко Ю.А.* Реакторные пучки для лучевой терапии: критерии качества и расчетные технологии // Медицинская физика. – 2008. – №2 (38). – С.20-28.
 5. *Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С., Левченко А.В.* Критерии качества реакторных пучков для нейтронозахватной терапии // Альманах клинической медицины. – Т. XVII. Часть 1. – М., 2008. – С. 329-333.
 6. *Kurachenko Yu. A. et al.* Beam's removing block for the MARS medical reactor, VI International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS. – Almaty, Kazakhstan, 2007. Abstracts, p. 574.
 7. *Kurachenko Yu. A.* Neutron Therapy Beam's Performance Criteria, VII International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS. – Almaty, Kazakhstan, 2009. Abstracts, PP. 268-269.
 8. *Кураченко Ю.А.* Реакторные пучки для лучевой терапии. Расчетные модели и вычислительные технологии. Монография. / Palmarium Academic Publishing, OmniScriptum GmbH&Co. RG, Saarbrücken, Deutschland (ISBN: 978-3-8473-9842-4) 2013. 372 p.
 9. Химия и технология редких и рассеянных элементов. Ч. I. / Под ред. чл.-корр. АН СССР К.А. Большакова. – М.: Высшая школа. –1976. 368 с.
 10. *Иванова Р.В.* Химия и технология галлия. – М.: Металлургия. –1973. – 392 с.
 11. *Denise B Pelowitz*, MCNPX USER'S MANUAL Version 2.4.0 - LA-CP-07-1473.
 12. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. *Authors: X-5 Monte Carlo Team* //LA-UR-03-1987. April 24, 2003.
 13. The Basics of Boron Neutron Capture Therapy. Доступно по адресу <http://web.mit.edu/nrl/www/bnct/facilities/facilities.html>
 14. MIT BNCT Facilities. Fission Converter Beam (FCB). Доступно по адресу [http://web.mit.edu/nrl/www/bnct/facilities/MIT BNCT Facilities.htm](http://web.mit.edu/nrl/www/bnct/facilities/MIT%20BNCT%20Facilities.htm)
 15. *Burn K.W. et al.* Final Design and Construction Issues of the TAPIRO Epithermal Column, Report at ICNCT-XII, Oct. 9-13, 2006. ICNCT2006@antm.or.jp., <http://icnct-12.umin.jp/>
 16. Reattore TAPIRO: ENEA Internal Document, DISP/TAP/85-1, 1985. In: *Design of neutron beams for boron neutron capture therapy in a fast reactor/Current status of neutron capture therapy*, IAEA-TECDOC-1223, 2001.
 17. *G. Rosi et al.* ROLE OF THE TAPIRO FAST RESEARCH REACTOR IN NEUTRON CAPTURE THERAPY IN ITALY. Calculations and measurements // IAEA-CN-100/97. In: Research Reactor Utilization, Safety, Decommissioning, Fuel and Waste Management Proceedings of an international conference 10–14 November 2003 Santiago, Chile. PP. 325-338.
 18. *Кураченко Ю.А., Моисеенко Д.Н.* МАРС и ТАПИРО: реакторы малой мощности для нейтронозахватной терапии // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – №1. – С. 153 – 163.
 19. *Кураченко Ю.А.* Оптимизация блока вывода пучка медицинского реактора МАРС // Альманах клинической медицины. – Т. XVII. Часть 1. – М., 2008. – С. 334-337.
 20. *Zamenhof R.G., Murray B.W., Brownell G.L., Wellum G.R., Tolpin E.I.* Boron Neutron Capture Therapy for the Treatment of Cerebral Gliomas. 1: Theoretical Evaluation of the Efficacy of Various Neutron Beams, *Med. Phys.*, 2: 47-60 (1975).

Поступила в редакцию 30.10.2014 г.

Автор

Кураченко Юрий Александрович, главный научный сотрудник, доктор физ.-мат. наук
E-mail: ykurachenko@mail.ru

UDC 615.849.1:536.2.023:519.688

PHOTONEUTRONS FOR NEUTRON CAPTURE THERAPY

Kurachenko Yu.A.

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

ABSTRACT

The paper is a summary of the presentation made at the RuPAC 2014 conference (Obninsk, Russia [1]). Possibilities of neutron capture therapy (NCT) based on a powerful medium-energy electron accelerator are analyzed. An accelerator with 35 MeV of electron energy and 4 mA of average beam current has been selected. Similar accelerators are available in the world market. Gallium is chosen as an accelerator target, because of its small induced activity which falls down quickly enough; herein the neutron yield is sufficient for NCT.

Thus, for characteristic irradiation at NCT, the target activity decay up to the background level will occur practically during four days. Besides, liquid gallium offers excellent thermohydraulic characteristics required for the coolant: a) low flowing temperature, and b) wide range of liquid-phase temperature. It means that radiation heat release in the target could be readily removed. Simulation techniques of neutron production, radiation transport in the beam removal block and beam optimization for the NCT are developed, investigated and proved. These techniques are based on the Monte Carlo transport codes of the MCNP family. A set of materials is investigated as the neutron moderators and gamma filters (to suppress high gamma radiation from a target), and the optimal one is chosen, namely, lead difluoride PbF₂. It is shown, that in terms of standard “in air” and “in phantom” characteristics the resulting neutron beam is in compliance with the NCT requirements and surpasses the existing reactor beams intended for radical neutron capture therapy and those under development. The following beams are taken for comparison: a beam of the FCB MIT (USA, now decommissioned), “reference” for NCT; an epithermal beam of the TAPIRO reactor (Italy, decommissioned as well); and a beam from the dedicated MARS reactor currently under development (Russia).

Key words: neutron capture therapy, electron accelerator, photoneutrons, gallium, target activation, protection of the patient, beam’s super characteristics, up-to-date medical technologies

REFERENCES

1. RuPAC 2014: XXIV Russian Particle Accelerators Conference. OCTOBER 6 – 10, 2014, OBNINSK, RUSSIA. Available at <http://www.ippe.ru/ninf/konsem/RuPAC2014-Scientific-Program.pdf>.
2. Kurachenko Yu.A., Goverdovsky A.A., Rachkov V.I. *Novyj intensivnyj istochnik nejtronov dlya medicinskih prilozhenij* [New intensive neutron source for medical application]. *Medicinskaya fizika*. 2012, no. 2 (38), pp. 29–38 (in Russian).
3. Kurachenko Yu.A., Kazanskij Yu.A., Matusevich Eu.S. *Kriterii kachestva nejtronnyh puchkov dlya luchevoj terapii* [Neutron beams’ quality criteria for radiation therapy]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2008, no. 1, pp. 139 – 149 (in Russian).
4. Kurachenko Yu.A. *Reaktornye puchki dlya luchevoj terapii: kriterii kachestva i raschyotnye tekhnologii* [Reactor beams for the radiation therapy: quality criteria and computation technologies]. *Medicinskaya fizika*. 2008, no. 2 (38), pp. 20–28 (in Russian).
5. Kurachenko Yu.A., Matusevich Eu.S., Levchenko A.V. *Kriterii kachestva nejtronnyh puchkov dlya nejtron-zahvatnoj terapii* [Neutron beams’ quality criteria for neutron capture therapy]. *Al'manah klinicheskoy mediciny*. 2008, volume XVII, part 1, pp. 329–333 (in Russian).
6. Kurachenko Yu.A., Kazansky Yu.A., Levchenko A.V., Matusevich Eu.S. Beam’s removing block for

the MARS medical reactor. Proc. VI International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS ICNRP'07. Almaty, Kazakhstan. 2007. Abstracts, p. 574.

7. Kurachenko Yu. A. Neutron Therapy Beam's Performance Criteria. Proc. VII International Conference NUCLEAR AND RADIATION PHYSICS ICNRP'09. Almaty, Kazakhstan. 2009. Abstracts, pp. 268-269.

8. Kurachenko Yu. A. *Reaktornye puchki dlya luchevoj terapii. Raschyotnye modeli i vychislitel'nye tekhnologii* [Reactor beams for radiation therapy. Calculation models and computation technologies]. Palmarium Academic Publishing, OmniScriptum GmbH&Co. RG, Saarbrücken, Deutschland. (ISBN: 978-3-8473-9842-4) 2013. 372 p. (in Russian).

9. *Khimiya i tekhnologiya redkih i rasseyannykh elementov* [Chemistry and technology of less-common and trace elements]. Ed. by K.A. Bol'shakov. Moscow, Vysshaya Shkola Publ. 1976. 368 p.

10. Ivanova R.V. *Khimiya i tekhnologiya galliya* [Chemistry and technology of Gallium]. Moscow, Metallurgiya Publ. 1973. 392 p.

11. Denise B Pelowitz, MCNPX USER'S MANUAL Version 2.4.0. LA-CP-07-1473.

12. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. *Authors: X-5 Monte Carlo Team.* LA-UR-03-1987. April 24, 2003.

13. The Basics of Boron Neutron Capture Therapy. Available at <http://web.mit.edu/nrl/www/bnct/facilities/facilities.html>

14. MIT BNCT Facilities. Fission Converter Beam (FCB). Available at <http://web.mit.edu/nrl/www/bnct/facilities/MITBNCTFacilities.htm>

15. *Burn K.W. et al.* Final Design and Construction Issues of the TAPIRO Epithermal Column. Report at ICNCT-XII, Oct. 9-13, 2006. ICNCT2006@antm.or.jp., Available at <http://icnct-12.umin.jp/>

16. Reattore TAPIRO: ENEA Internal Document, DISP/TAP/85-1, 1985. In: *Design of neutron beams for boron neutron capture therapy in a fast reactor.* Current status of neutron capture therapy, IAEA-TECDOC-1223, 2001.

17. G. Rosi et al. ROLE OF THE TAPIRO FAST RESEARCH REACTOR IN NEUTRON CAPTURE THERAPY IN ITALY. Calculations and measurements. IAEA-CN-100/97. In: Research Reactor Utilization, Safety, Decommissioning, Fuel and Waste Management Proceedings of an international conference 10–14 November 2003 Santiago, Chile. pp. 325-338.

18. Kurachenko Yu.A., Moiseenko D.N. MARS i TAPIRO: reaktory maloj moschnosti dlya nejtronozahvatnoj terapii [MARS & TAPIRO: small-capacity reactors for neutron capture therapy]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika.* 2010, no. 1, pp. 153 – 163 (in Russian).

19. Kurachenko Yu.A. *Optimizatsiya bloka vyvoda puchka medicinskogo reaktora MARS* [The MARS medical reactor beam's removal block optimization]. *Al'manah klinicheskoy mediciny.* 2008, v. XVII, part 1, pp. 334–337 (in Russian).

20. Zamenhof R.G., Murray B.W., Brownell G.L., Wellum G.R., Tolpin E.I. Boron Neutron Capture Therapy for the Treatment of Cerebral Gliomas. 1: Theoretical Evaluation of the Efficacy of Various Neutron Beams, *Med. Phys.*, v. 2, pp. 47-60, 1975.

Author

Kurachenko Yuriy Aleksandrovich, Chief Researcher, Dr. Sci. (Phys.-Mat.)

E-mail: ykurachenko@mail.ru

ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕПЛО ВЫДЕЛЕНИЯ В ОКСИДНОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ ПРИ ИСПЫТАНИЯХ В РЕАКТОРЕ БОР-60

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков

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



В рамках отечественных и зарубежных контрактов в реакторе БОР-60 испытываются различные виды топливных композиций, в том числе оксидных. Зачастую обогащение испытываемого ядерного топлива по делящимся нуклидам существенно меньше, чем обогащение штатного ядерного топлива реактора. Таким образом, число делений в единице объема и удельное тепловыделение в испытываемых топливных композициях существенно ниже, чем в штатном топливе. Штатные и экспериментальные твэлы являются источниками мгновенных и запаздывающих гамма-квантов, причем интенсивность этих источников пропорциональна скорости делений. Очевидно, что скорость делений ядерного топлива в экспериментальных твэлах ниже, чем в штатных. В связи с этим тепло в экспериментальных твэлах выделяется не только в результате деления ядер испытываемого топлива, но и за счет дополнительного радиационного нагрева гамма-излучением от штатных ТВС активной зоны. Широко распространенные расчетные коды, основанные на методе Монте-Карло, в прямом расчете не моделируют изменение изотопного состава ядерного топлива под облучением и, как следствие, образование и перенос запаздывающих гамма-квантов. Это является причиной недооценки расчетных значений тепловыделения в испытываемых топливных композициях. С помощью разработанной авторами методики проведены расчеты вклада составляющей от запаздывающих гамма-квантов в тепловыделение в испытываемых оксидных топливных композициях различного обогащения. Расчеты тепловыделения проведены с использованием прецизионного кода MCU-RR. Получена зависимость вклада запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение от расположения экспериментальных ТВС в активной зоне. Показано, что пренебрежение запаздывающим гамма-излучением может привести к недооценке тепловыделения до 8%. Таким образом, разработанная методика позволяет повысить точность определения условий облучения экспериментальных твэлов с оксидным урановым и уран-плутониевым топливом.

Ключевые слова: ядерное топливо, топливная композиция, обогащение, твэл, экспериментальная ТВС, радиационное тепловыделение, гамма-квант, гамма-излучение, продукты деления.

ВВЕДЕНИЕ

Реактор БОР-60 [1] является одной из ведущих в России и мире установок для внутриреакторных испытаний различных материалов – топливных, поглощающих,

© А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, 2014

конструкционных. В настоящее время в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения» [2] проводятся реакторные испытания топливных композиций перспективных реакторов на быстрых нейтронах.

Для некоторых проектируемых и строящихся реакторов на быстрых нейтронах (БН, МБИР, СВБР) в качестве штатного ядерного топлива (ЯТ), по крайней мере, на начальном этапе эксплуатации рассматривается оксидное топливо, поскольку этот тип ЯТ хорошо освоен.

При проведении реакторных испытаний твэлов с перспективными видами топливных композиций важнейшей задачей является воссоздание условий, максимально приближенных к проектным условиям эксплуатации. Обеспечение требуемых условий испытаний достигается в специальных экспериментальных ТВС (ЭТВС), для разработки конструкции которых необходимо проведение расчетов. Для макетов твэлов основными условиями испытаний являются линейная тепловая нагрузка, температура топлива и оболочки твэла. Следует отметить, что эти характеристики зависят, в первую очередь, от значений тепловыделения в топливе.

Для планирования и сопровождения испытаний перспективных топливных композиций в реакторе БОР-60 используется прецизионный расчетный код MCU-RR [3], основанный на методе Монте-Карло. Код MCU позволяет моделировать перенос нейтронов и фотонов в произвольной трехмерной конфигурации материалов с детальным учетом зависимости сечений взаимодействий нейтронов и фотонов с веществом от энергии.

Следует отметить, что обогащение испытываемых в реакторе БОР-60 топливных композиций по делящимся нуклидам, как правило, значительно ниже, чем обогащение штатного топлива (~70%). Таким образом, число делений в единице объема и удельное тепловыделение в испытываемых топливных композициях существенно ниже, чем в штатном ЯТ. Штатные и экспериментальные твэлы являются источниками мгновенных и запаздывающих гамма-квантов, причем интенсивность этих источников пропорциональна скорости делений. Очевидно, что скорость делений ЯТ в экспериментальных твэлах ниже, чем в штатных. Таким образом, тепло в экспериментальных твэлах выделяется в результате деления ядер испытываемого ЯТ и дополнительного радиационного тепловыделения от гамма-излучения штатных ТВС активной зоны. Под радиационным тепловыделением понимается энергия реакторных излучений, поглощаемая материалами и выделяемая в них в виде тепла (не включает в себя энергию деления).

Процессы образования мгновенных гамма-квантов в результате деления ЯТ и их взаимодействие с веществом хорошо моделируются с помощью расчетных кодов на базе метода Монте-Карло (таких как MCU). Образование запаздывающего гамма-излучения, напротив, не моделируется в прямом расчете – для этого необходимо применение специальных расчетных методик [4].

В работах [5, 6] показано, что запаздывающие гамма-кванты от продуктов деления ЯТ вносят значительный вклад в радиационное тепловыделение и, следовательно, могут вносить существенный вклад в суммарное тепловыделение.

Целью данной работы является определение вклада запаздывающего гамма-излучения от продуктов деления в тепловыделение для испытываемого в реакторе БОР-60 оксидного ядерного топлива.

РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ, ПРОГРАММЫ И МЕТОДИКИ

Для проведения расчетных исследований с помощью комплекса автоматизированного расчета [7] была создана трехмерная гомогенная модель реактора БОР-60, соответствующая современному состоянию реактора (рис. 1).

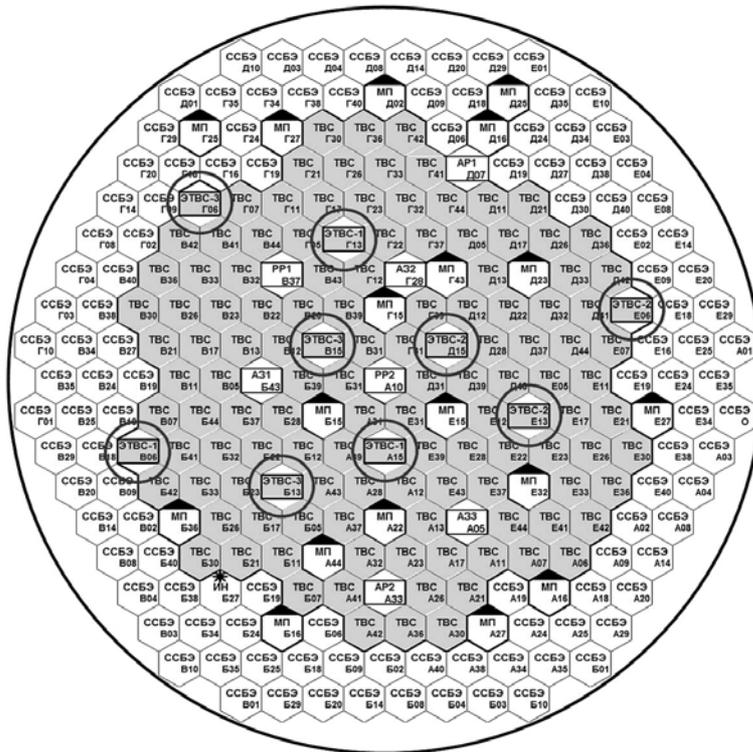


Рис. 1. Картограмма реактора BOR-60 с размещенными ЭТВС: ТВС – тепловыделяющая сборка; ЭТВС – экспериментальная ТВС; МП – материаловедческий пакет; ССБЭ – стальная сборка бокового экрана; АР, РР, АЗ – органы СУЗ (автоматического и ручного регулирования, аварийной защиты)

Модель состоит из набора шестигранных призм размером «под ключ» 45 мм с различными по высоте зонами: активная часть, зоны воспроизводства и т.д. Внутри каждой зоны находится гомогенная смесь топлива (для топливныхборок), поглотителя (для стержней СУЗ), стали, теплоносителя и (или) других материалов с плотностями, соответствующими плотностям перечисленных материалов в реальных сборках. Экспериментальные ТВС моделировались детально – отдельно описаны топливные сердечники, оболочки твэлов, чехлы и т.д.

Рассматривалось два вида топлива в ЭТВС – двуокись урана и МОХ-топливо на основе плутония оружейного качества. В расчетах ЭТВС с двуокисью урана варьировалось обогащение топлива по ^{235}U (10, 20 и 30%), а в расчетах ЭТВС с МОХ-топливом – массовое содержание плутония (10, 20 и 30%).

Было создано две идентичные модели реактора, отличающиеся только составом экспериментальных ТВС:

- все девять ЭТВС содержат твэлы с оксидным урановым топливом;
- все девять ЭТВС содержат твэлы с МОХ-топливом.

Поскольку вклад запаздывающего гамма-излучения в центре и на периферии активной зоны (а.з.) может отличаться, для каждой ЭТВС рассматривалось три положения в а.з. реактора BOR-60 – во втором, четвертом и седьмом рядах (см. рис. 1). ЭТВС моделировались в ячейках реактора, отделенных друг от друга, как минимум, двумя рядамиборок, что позволило минимизировать их взаимное влияние.

Основная информация о составе и расположении всех моделируемых ЭТВС приведена в табл. 1.

Все ЭТВС, рассматриваемые в рамках данной работы, имеют идентичную конст-

рукцию и содержат семь твэлов (рис. 2).

Таблица 1

Состав и расположение моделируемых ЭТВС

Тип ЭТВС	Обогащение по ^{235}U , %масс.	Содержание Pu (для МОХ) %масс.	Ячейка	Ряд
ЭТВС-1	10	10	A15	2
			Г13	4
			В06	7
ЭТВС-2	20	20	Д15	2
			Е13	4
			Е06	7
ЭТВС-3	30	30	В15	2
			Б13	4
			Г06	7

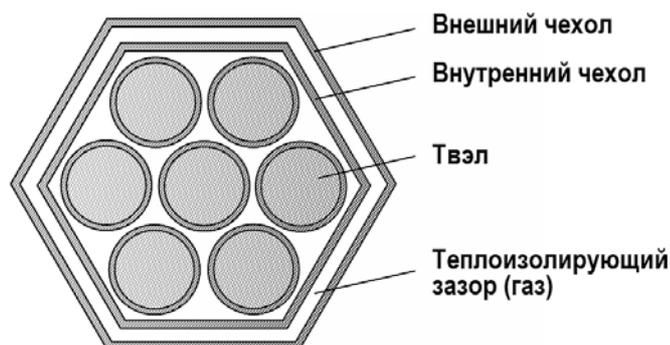


Рис. 2. Поперечное сечение ЭТВС

Внешний диаметр оболочек твэлов равен 12,0 мм, их толщина 0,4 мм, высота топливного сердечника твэла – 45 см, его эффективная плотность – 9,0 г/см³. Корпус ЭТВС – двойной шестигранный чехол, пространство между стенками чехла заполнено газом для уменьшения теплообмена между испытываемыми твэлами и окружающими штатными ТВС. Каждый твэл разбивался по высоте на девять расчетных слоев, т.е. в каждой ЭТВС было 63 расчетных топливных ячейки. Во всех расчетных слоях для каждой ЭТВС рассчитывались составляющие тепловыделения от нейтронов, мгновенных и запаздывающих гамма-квантов.

Для учета запаздывающих гамма-квантов использовалась методика расчета тепловыделения, предложенная в работе [4] и аттестованная в ОАО «ГНЦ НИИАР», при этом учитывались запаздывающие гамма-кванты от продуктов деления топлива как штатных ТВС реактора, так и топлива самих ЭТВС. Относительная погрешность рассчитываемых по методике значений тепловыделения при доверительной вероятности $P = 0,95$ для различных материалов составляет 8–12%. На рисунке 3 приведен алгоритм расчета тепловыделения.

Изотопный состав облученного ядерного топлива, а также характеристики запаздывающего гамма-излучения – интенсивность и энергетический спектр (15 групп) рассчитывались по программе AFPA [8].

Изменение нуклидного состава сырьевого материала в воспроизводящих экранах реактора БОР-60 не принималось во внимание. Составляющая от гамма-

квантов, возникающих при активации нейтронами конструкционных материалов, в данном случае не учитывалась ввиду ее меньшей значимости по сравнению с гамма-излучением, испускаемым продуктами деления ядер топливной композиции в а.з. реактора.

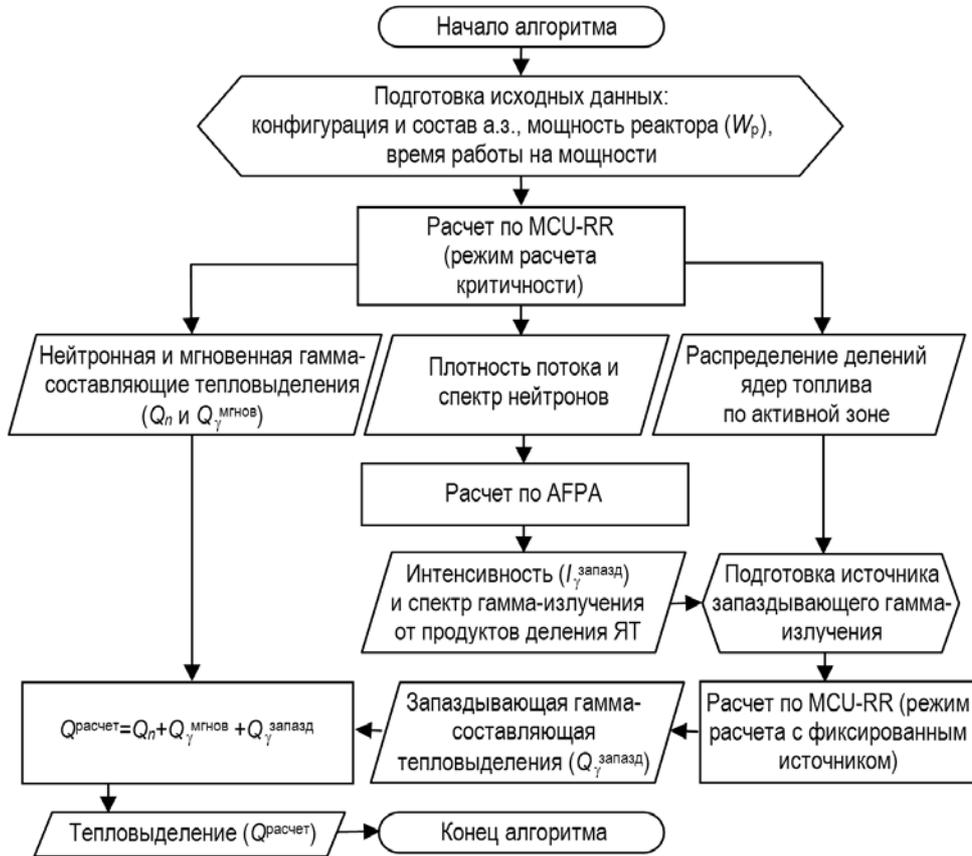


Рис. 3. Алгоритм расчета тепловыделения

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В таблице 2 для каждой ЭТВС приведены значения максимального вклада запаздывающего гамма-излучения от продуктов деления ЯТ в суммарное тепловыделение (δ), определенные по формуле

$$\delta = \max[Q_{\gamma}^{\text{запад}} / (Q_{\text{sum}} - Q_{\gamma}^{\text{запад}})] \cdot 100\%. \quad (1)$$

Как и следовало ожидать, вклад запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение тем выше, чем ниже обогащение топливной композиции, испытываемой в составе ЭТВС. Вклад запаздывающего гамма-излучения в ЭТВС, расположенных на периферии а.з., заметно ниже, чем в расположенных ближе к центру а.з. Эта закономерность отмечалась и для нетопливных экспериментальных устройств в работах [6, 9].

В целом, для двух рассматриваемых видов ЯТ наблюдаются одинаковые закономерности с той лишь разницей, что вклад запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение в МОХ-топливе чуть ниже, чем в оксидном урановом топливе, что обусловлено несколько большей энергией деления ядер ^{239}Pu по сравнению с ^{235}U .

Пренебрежение запаздывающими гамма-квантами от продуктов деления ядер

топлива в а.з. может привести к недооценке тепловыделения в отдельных экспериментальных твэлах до ~7%, а с учетом погрешности расчета радиационного тепловыделения (8 – 12%) суммарная недооценка может достигать ~8%.

Таблица 2

Максимальный вклад запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение

Тип ЭТВС	Ряд а.з.	δ, %	
		UO ₂	МОХ
ЭТВС-1	2	6,5	5,9
	4	6,6	6,0
	7	5,8	5,3
ЭТВС-2	2	4,8	4,2
	4	5,0	4,4
	7	4,2	3,8
ЭТВС-3	2	4,0	3,4
	4	4,0	3,5
	7	3,6	3,2

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты проведенных расчетов показали, что при пренебрежении запаздывающими гамма-квантами от продуктов деления ядер топлива в а.з. недооценка тепловыделения в экспериментальных твэлах может достигать до ~8%. Таким образом, следует учитывать эту составляющую для топливных композиций с низким обогащением по делящимся нуклидам (относительно штатного ЯТ).

Показано, что алгоритм методики, предложенной авторами ранее [4] для расчетного определения тепловыделения в нетопливных материалах, применим и для расчета тепловыделения в топливе и позволяет повысить точность определения условий облучения экспериментальных твэлов с оксидным урановым и уран-плутониевым топливом. Обязательным условием является учет энергии запаздывающих гамма-квантов от продуктов деления ЯТ как в штатных ТВС, так и в ЭТВС.

Ожидается, что вклад запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение в экспериментальных твэлах с плотными видами топлива (нитридное, металлическое) будет приблизительно таким же. Однако для получения более точных оценок необходимо провести аналогичные исследования.

Литература

1. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Ижуров А.Л., Крашенинников Ю.М. Реактор БОР-60 – база для испытаний материалов в обоснование инновационного развития ядерной энергетики / Сб. тез. докл. научно-практической конференции «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики». – Димитровград: ГНЦ НИИАР. – 2014 – С. 50–52
2. Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 годов и на перспективу до 2020 года: федеральная целевая программа [утв. Постановлением Правительства РФ от 03.02.2010г. №50].
3. Gomin E., Maiorov L. The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation // Proc. of Intern. Conf. on Mathem. and Comput., Reac. Phys., and Envir. Analyses in Nucl Applications, Sept. 27–30 1999. – Spain: Madrid, 1999. Vol. 2. PP. 997–1006.
4. Варивцев А.В., Жемков И.Ю. Уточненная методика расчета радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 4, 2012. – С. 31–38.

5. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Ишунина О.В. и др. Расчетно-экспериментальные исследования радиационного тепловыделения в реакторе BOR-60 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – № 1. – С. 91–98.

6. Варивцев А.В., Жемков И.Ю. Расчетно-экспериментальные исследования радиационного тепловыделения в боковом экране реактора BOR-60 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 3. – С. 110–116.

7. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах / Сб. научных трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР. 1996. Вып. 4. – С. 55–67.

8. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А. и др. Расчет радиационных характеристик смеси продуктов деления в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах // Нейтронная физика: Материалы IV Всесоюзной конференции по нейтронной физике. – М.: ЦНИИА-томинформ. 1977. Ч.4. – С.117–128.

9. Варивцев А.В., Жемков И.Ю. Тестирование уточненной методики расчета радиационного тепловыделения на периферии активной зоны реактора BOR-60 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 4, 2013. – С. 55–60.

Поступила в редакцию 16.06.2014 г.

Авторы

Варивцев Артем Владимирович, старший научный сотрудник
E-mail: vav3@niiar.ru

Жемков Игорь Юрьевич, начальник лаборатории
E-mail: ziu@niiar.ru

UDC 621.039.51

SPECIFICS OF CALCULATION OF HEAT RATE IN OXIDE NUCLEAR FUEL DURING TESTS IN REACTOR BOR-60

Varivtcev A.V. , Zhemkov I.Yu.

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

ABSTRACT

Under domestic and foreign contracts in the BOR-60 reactor various fuel composition types are tested including the oxide ones. The enrichment of the tested nuclear fuel in the fissile nuclides is often considerably lower than the enrichment of the standard nuclear reactor fuel. Thus, the number of fissions inside unit volume and specific heat release in tested nuclear fuel are significantly less than in standard fuel. The standard and experimental fuel pins are the sources of prompt and delayed gammas, and the strength of these sources is proportional to fission rate. Obviously, the fission rate of nuclear fuel in experimental fuel pins is less than in standard ones. Therefore, the heat in the experimental fuel pins is released not only as a result of the tested fuel nuclei fission but also due to additional radiation heating by gamma-ray of the standard FAs of the core. The widespread computation codes based on the Monte Carlo method do not simulate directly the changes in the isotopic composition of nuclear fuel under irradiation and, therefore, the generation and transport of delayed gammas. This results in underestimation of the heat release calculated values for the nuclear fuel tested.

Using the approach developed by the authors, calculations were performed of the contribution of a component of delayed gammas to the heat release in the tested oxide fuel compositions of different enrichment. The heat release calculations were performed using the MCU-RR code. The dependence of delayed gamma-ray contribution to the heat release on the experimental FA location in the core was

obtained. It is shown that disregard of delayed gamma-ray can lead to considerable underestimation of the heat release and can achieve 8%. Thus, the method developed by the authors allows increasing the precision of irradiation conditions determining for the experimental fuel pins containing oxide uranium and uranium-plutonium fuel.

Key words: nuclear fuel, fuel composition, enrichment, fuel element, experimental fuel assembly, radiation heat rate, gamma quantum, gamma emission, fission products.

REFERENCES

1. Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu., Izhutov A.L., Krashennnikov Yu.M. BOR-60 reactor – a key facility to test materials in justification of innovative development of nuclear power engineering. Proceedings of scientific conference «New materials for innovative development of nuclear power engineering». Dimitrovgrad. SSCRIAR Publ. 2014, pp. 52–53.
2. Federal Target Program «Nuclear power technologies of new generation for period 2010–2015 and with perspective period for 2020» [Russian Federation government regulation №50 03.02.2010] (in Russian).
3. Gomin E., Maiorov L. The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation // Proc. of Intern. Conf. on Mathem. and Comput., Reac. Phys., and Envir. Analyses in Nucl Applications, Sept. 27–30 1999. Spain: Madrid, 1999, v. 2, pp. 997–1006.
4. Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu. Improved method of irradiation heat rate calculation in BOR-60 reactor. *Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov*. 2012, v. 4, pp. 31–38 (in Russian).
5. Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu., Ishunina O.V., Naboyschikov Yu.V., Neverov V.A. Calculations and experimental investigation of irradiation heat rate in BOR-60 reactor. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zavedenii. Yadernaya Energetika*. 2012, v. 1, pp. 91–98 (in Russian).
6. Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu. Calculational-experimental research of irradiation heat rate in the BOR-60 side shield. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zavedenii. Yadernaya Energetika*. 2013, v. 3, pp. 110–116 (in Russian).
7. Zhemkov I.Yu. Complex for automated calculation of fast reactors characteristics. *Sbornik Nauchnykh Trudov SSCRIAR*. Dimitrovgrad. SSCRIAR Publ. 1996, v. 4, pp. 55–67 (in Russian).
8. Kolobashkin V.M., Rubtsov P.M., Ruzhansky P.A. Fission products radiation characteristics calculation for thermal and fast reactors. Neutron physics: Proceedings of 4-th USSR conference on neutron physics. Moscow. CNIIAtominform Publ. 1977, part 4, pp. 117–128 (in Russian).
9. Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu. Testing of improved method of irradiation heat rate calculation at the BOR-60 core periphery. *Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov*. 2013, v. 4, pp. 55–60 (in Russian).

Authors

Varivtcev Artyom Vladimirovich, Senior Researcher

E-mail: vav3@niiar.ru

Zhemkov Igor' Yur'evich, Head of Laboratory

E-mail: ziu@niiar.ru

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ГИДРОДИНАМИКИ И МАССООБМЕНА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ЗА ДИСТАНЦИОНИРУЮЩЕЙ РЕШЕТКОЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ РЕАКТОРА ПЛАВУЧЕГО ЭНЕРГОБЛОКА

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

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



Представлены результаты экспериментальных исследований локальной гидродинамики и межъячеечного массообмена потока теплоносителя в характерных зонах тепловыделяющей сборки реакторной установки КЛТ-40С за пластинчатой дистанционирующей решеткой. Исследования проводились на аэродинамическом стенде методом диффузии газового трассера. Анализ пространственного распределения проекций абсолютной скорости потока и распространения концентраций трассера позволил детализировать картину течения теплоносителя за пластинчатой дистанционирующей решеткой тепловыделяющей сборки реакторной установки (РУ) КЛТ-40С. Приведены результаты измерений коэффициента гидравлического сопротивления пластинчатой дистанционирующей решетки в зависимости от числа Рейнольдса. На основе экспериментальных данных сделаны рекомендации по уточнению методик расчета расходов теплоносителя для программ поячеечного расчета активной зоны РУ КЛТ-40С. Результаты исследования локальной гидродинамики и массообмена потока теплоносителя в ТВС РУ КЛТ-40С приняты для практического использования в ОАО «ОКБМ Африкантов» при оценке теплотехнической надежности активных зон реакторов КЛТ-40С и включены в базу данных для верификации программ вычислительной гидродинамики (CFD-кодов) и детального поячеечного расчета активной зоны РУ КЛТ-40С.

Ключевые слова: плавучий энергоблок, активная зона, тепловыделяющая сборка, дистанционирующая решетка, гидродинамика теплоносителя, массообмен теплоносителя, коэффициент гидравлического сопротивления.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в России идет завершающий этап строительства первого плавучего энергоблока «Академик Ломоносов», который не имеет аналогов в мире. Энергоисточником плавучего энергоблока является РУ КЛТ-40С. Главным конструктором,

© С.М. Дмитриев, Д.В. Доронков, А.Н. Пронин, Д.Н. Солнцев, В.Д. Сорокин,
А.Е. Хробостов, 2014

изготовителем и комплектным поставщиком оборудования для КЛТ-40С является ОАО «ОКБМ Африкантов».

Одним из важнейших элементов КЛТ40С является кассетная активная зона. Техническая база создания активной зоны КЛТ-40С основана на опыте проектирования, изготовления и эксплуатации активных зон атомных ледоколов. Активная зона КЛТ-40С состоит из чехловых тепловыделяющих сборок (ТВС) с пластинчатыми дистанционирующими решетками (ДР) [1]. Конструктивные особенности кассетной активной зоны КЛТ-40С по сравнению с традиционными решениями активных зон атомных ледоколов обусловили необходимость обоснования ее теплотехнической надежности.

Обоснование теплотехнической надежности активной зоны ядерного реактора во многом базируется на теплогидравлическом расчете [2]. Основной задачей расчета является проведение анализа тепловых и гидравлических характеристик активной зоны в течение всей кампании по всему спектру эксплуатационных режимов с целью обоснования теплотехнической надежности активной зоны и обеспечения нормальных условий работы элементной базы.

Теплогидравлический расчет проводится с использованием программ детального поэлементного расчета активных зон водо-водяных ядерных реакторов [3]. Но большинство таких программ основаны на математических моделях, включающих в себя эмпирические коэффициенты, учитывающие влияние различных конструктивных элементов ТВС на гидродинамику, тепло- и массообмен теплоносителя, поэтому необходимы работы по их дополнительной валидации.

Следовательно, особенности конструкции ТВС РУ КЛТ-40С требуют экспериментального исследования закономерностей формирования локальных гидродинамических и массообменных характеристик потока теплоносителя в пучках твэлов за ДР, что является актуальной задачей, решение которой позволяет обосновать теплотехническую надежность активных зон КЛТ-40С.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ СТЕНД

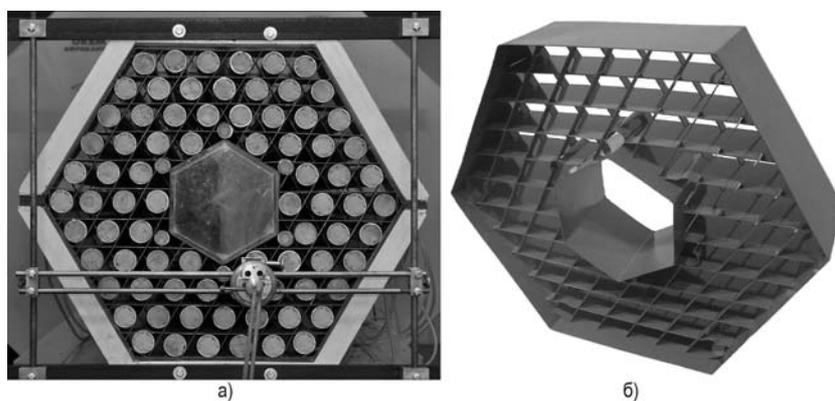


Рис. 1. Экспериментальная модель ТВС реактора КЛТ-40С (а) и пояс ДР (б)

Для исследования гидродинамики и массообмена теплоносителя в ТВС реакторной установки КЛТ-40С в НГТУ им. Р.Е. Алексеева был создан аэродинамический экспериментальный стенд, представляющий собой разомкнутый контур, через который прокачивается воздух [4]. В состав стенда входят вентилятор высокого давления, ресиверная емкость, экспериментальная модель (ЭМ) (рис. 1а), расходомерное устройство, система подачи и отбора трассера, измерительный комплекс.

ЭМ ТВС реактора КЛТ40С выполнена в полном геометрическом подобии и состоит из шестигранного чехла, твэлов-имитаторов, имитаторов стержней выгорающе-

го поглотителя и поясов ДР, представляющих собой конструкцию, состоящую из шестигранной обечайки и набора параллельных пластин, расположенных в три яруса (рис. 1б).

ИЗМЕРИТЕЛЬНЫЙ КОМПЛЕКС

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

Измерение концентрации углеводородов C_nH_m в газовой смеси осуществлялось газоанализатором. Принцип измерения C_nH_m основан на измерении величины поглощения инфракрасного излучения. Диапазон измеряемых концентраций 0 – 10000 ppm, погрешности измерений с учетом индивидуальной градуировки равны ± 15 ppm (0 – 1000 ppm) и $\pm 1,5\%$ (1000 – 10000 ppm) [5].

Поддержание заданного расхода газа-трассера осуществлялось массовым расходомером, позволяющим измерять и регулировать потоки газов. Погрешность составляла не более 0,5%.

Измерение вектора скорости потока теплоносителя осуществлялось пятиканальным пневмометрическим зондом. Предельные отклонения проекций абсолютной скорости на оси X, Y, Z не превышали 7% от абсолютной скорости. Перед проведением исследований зонд тарировали в воздушном потоке с известными и постоянными по сечению канала направлением и значением скорости [6].

Отбор проб трассера в газоанализатор осуществлялся с помощью отборного зонда, выполненного в виде трубки Пито-Прандтля, с помощью которого также можно определить значение осевой скорости потока [7].

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

МЕТОДИКИ ИССЛЕДОВАНИЯ ГИДРОДИНАМИКИ И МАССООБМЕНА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТВС РУ КЛТ-40С

Для изучения межъячеечного массообмена в ТВС РУ КЛТ-40С применяется метод диффузии примесей [8], основанный на регистрации поперечного потока массы по некоторой переносимой субстанции. В качестве примеси выбран пропан, поскольку он обладает наиболее близкими к воздуху свойствами и не приводит к искажению картины течения теплоносителя.

Методика проведения исследований локального массообмена теплоносителя заключалась в следующем: газовый трассер через впускной зонд подавался в характерную ячейку ЭМ до пояса ДР по ходу течения потока теплоносителя; с помощью отборного зонда производился замер концентрации трассера газоанализатором по центрам всех ячеек за исследуемым поясом ДР в характерных сечениях по длине ЭМ, затем на основании полученных данных строились картограммы и графики зависимости распределения концентрации трассера от относительной координаты для характерных зон поперечного сечения ЭМ. По полученным картограммам и графикам была выявлена картина течения потока.

Экспериментальные исследования локальных гидродинамических характеристик потока теплоносителя в трубном пучке ЭМ заключались в измерении модуля вектора скорости, углов набегания потока и статического давления. Измерения проводились пятиканальным пневмометрическим зондом. Вектор скорости измерялся в характерных зонах периферийной области и области вытеснителя ЭМ (рис. 2). В каждой из таких зон замеры проводились в 19-ти сечениях по длине ЭМ.

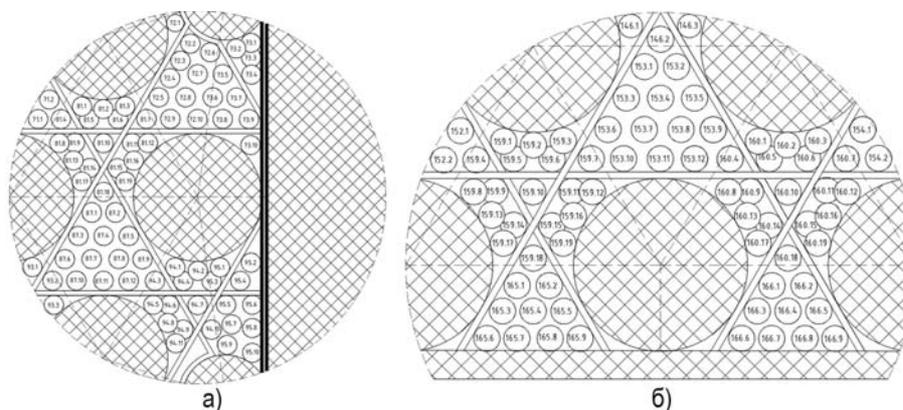


Рис. 2. Характерные зоны измерения вектора скорости: а) область вытеснителя; б) периферийная область

ОБОСНОВАНИЕ ПРЕДСТАВИТЕЛЬНОСТИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Важным этапом проведения экспериментальных исследований является подтверждение их представительности. Поскольку моделирование течения теплоносителя в модели ТВС КЛТ-40С осуществляется воздухом на основе теории гидродинамического моделирования, можно утверждать, что в области автомодельности профиль относительной скорости ($w_{\text{лок}}/w_{\text{ср.расх}}$) остается практически неизменным. Следовательно, проведение исследований гидродинамики и массообмена теплоносителя на ЭМ в зоне автомодельности позволит перенести результаты эксперимента на натурные условия течения теплоносителя в штатных ТВС. Для этого был проведен ряд испытаний, направленных на определение режимов течения теплоносителя в ЭМ и нахождение границ зон автомодельного течения теплоносителя. Исследования проводились в диапазоне чисел Рейнольдса $Re = 1,5 \cdot 10^4 - 1 \cdot 10^5$ и заключались в построении эмпирической зависимости коэффициента трения участка ЭМ от числа Re . По полученным результатам область автомодельного течения в ЭМ начинается в диапазоне чисел $Re = (5 - 5,5) \cdot 10^4$. Полученные значения чисел Re заведомо ниже значений, достигаемых при проведении исследований.

На аэродинамическом стенде также был экспериментально определен коэффициент гидравлического сопротивления (КГС) пояса ДР. Проведение данных работ вызвано тем, что для обоснования представительности экспериментальных исследований требуется соблюдение равенства КГС натуральных решеток и решеток ЭМ. Анализ результатов исследований КГС показывает, что выбранная конструкция и геометрические характеристики ДР в области автомодельного течения обеспечивают необходимое гидравлическое сопротивление, а полученное значение соответствует КГС натуральных решеток и составляет $\xi_{\text{ДР}} = 0,29$.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ГИДРОДИНАМИКИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТВС РЕАКТОРА КЛТ-40С

Анализ результатов исследования локальной гидродинамики теплоносителя в модели ТВС РУ КЛТ-40С показал следующее.

1. Поток теплоносителя в ТВС реактора КЛТ-40С носит преимущественно осевой характер, значения относительных поперечных скоростей ($w_x/w_{\text{ср.расх}}$), ($w_y/w_{\text{ср.расх}}$) не превышают 5%.

2. Ввиду особенности конструкции ДР проходное сечение стандартных ячеек имеет два вида затеснения пластинами – «треугольник» и «звезда» (рис. 3).

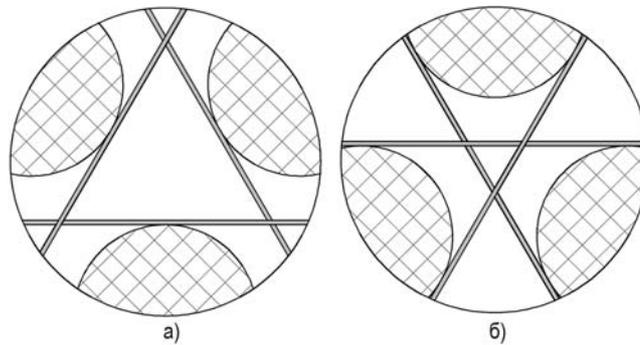


Рис. 3. Виды затеснения проходного сечения стандартных ячеек ЭМ: а) «треугольник»; б) «звезда»

В стандартных ячейках ТВС с затеснением проходного сечения пластинами ДР в виде «треугольника» значения аксиальной составляющей вектора скорости на 10 – 15% больше, чем в ячейках с затеснением в виде «звезды» (рис. 4). Данное явление обусловлено тем, что пластины ДР, затесняющие проходное сечение стандартных ячеек в виде «звезды», создают дополнительное гидравлическое сопротивление потоку по сравнению с расположением пластин в стандартных ячейках в виде «треугольника».

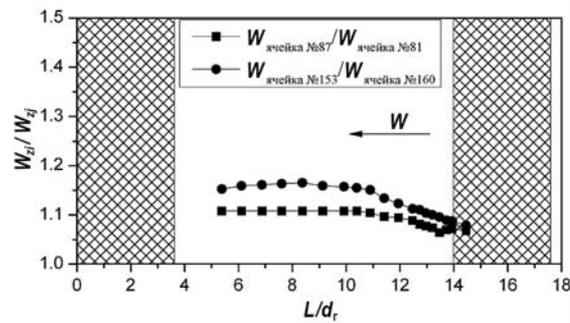


Рис. 4. Отношение аксиальной составляющей вектора скорости в стандартных ячейках двух вариантов затеснения проходного сечения

3. Анализ распределения расходов в стандартных ячейках ТВС двух вариантов затеснения проходного сечения пластинами ДР показал, что через ячейки с типом затеснения «треугольник» расход теплоносителя на 10% больше, чем через ячейки с типом затеснения «звезда» (рис. 5).

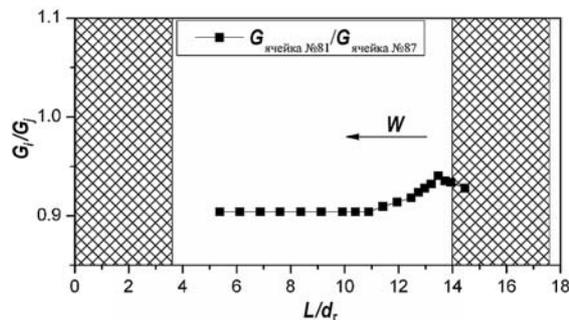


Рис. 5. Отношение распределения расхода теплоносителя через стандартные ячейки двух вариантов затеснения проходного сечения пластинами ДР

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ МЕЖЪЯЧЕЕЧНОГО МАССООБМЕНА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТВС РУ КЛТ-40С

Анализ результатов исследования межъячеечного массообмена теплоносителя модели ТВС РУ КЛТ-40С позволил сделать следующие выводы.

1. ДР ТВС реактора КЛТ-40С вносит возмущение в поток теплоносителя, вследствие чего возрастает интенсивность массообмена, характеризующаяся степенью турбулентности потока. С другой стороны, наличие турбулентного трения приводит к диссипации энергии движения потока, тем самым «сглаживая» возмущения, вносимые ДР. На рисунке 6 виден характер затухания возмущений за поясом ДР по длине ЭМ.

2. ДР, состоящая из пластин, не приводит к интенсивному перемешиванию теплоносителя, поскольку распространение пропанового трассера в поперечном сечении ЭМ за ДР охватывает не более 11-ти ячеек вокруг точки инъекции трассера. Данное явление обусловлено меньшей перемешивающей способностью пластинчатой ДР, а также тем, что ТВС реактора КЛТ-40С имеет раздвинутый пучок твэлов.

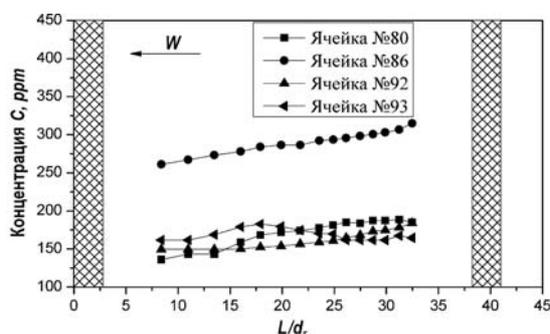


Рис. 6. Распределение концентрации трассера по длине ЭМ за поясом ДР

АНАЛИЗ АКСИАЛЬНОЙ СОСТАВЛЯЮЩЕЙ ВЕКТОРА СКОРОСТИ ПОТОКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В МОДЕЛИ ТВС РУ КЛТ-40С С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РАСЧЕТНОГО КОДА «КАНАЛ»

Код КАНАЛ предназначен для ячейкового теплогидравлического расчета ТВС со стержневыми твэлами в стационарных режимах работы активных зон водо-водяных реакторов. Анализ распределения аксиальной составляющей вектора скорости потока теплоносителя в модели ТВС реактора КЛТ-40С проводился с помощью этого кода, адаптированного к расчетам гидродинамических характеристик воздушных потоков.

В расчетном коде используется модель изобарных сечений, делящих ТВС на заданное число равных участков. По поперечному сечению ТВС разбивается на элементарные ячейки различных типов в соответствии с конструктивным исполнением. На каждом высотном участке ячейки рассматриваются как совокупность параллельных каналов, гидродинамика которых описывается системой нелинейных алгебраических уравнений, решаемой численным методом.

Теплогидравлический код КАНАЛ позволяет проводить ячейковый расчет выбранной области активной зоны водо-водяного реактора в составе от одной до семи ТВС, включая межкассетное пространство, или выбранной области в составе одной ТВС. В поперечном сечении расчетная область содержала все 168 ячеек модели ТВС реактора КЛТ-40С, включая твэлы, стержни выгорающего поглотителя и цен-

тральный вытеснитель.

Ячейки расчетной области были разделены на 14 основных типов. Разделение ячеек основывалось на величине гидравлического сопротивления, обусловленного различной конфигурацией пластин ДР в ячейках.

В продольном сечении ТВС реактора КЛТ-40С была разбита на 32 расчетных участка. Размер каждого расчетного участка соответствует ширине ДР и равняется 93 мм. ДР задавалась массивом КГС ячеек на расчетном участке, соответствующем ее расположению в ЭМ.

Минимальное расхождение расчетных и экспериментальных данных устанавливалось с помощью критерия S_{Σ} , характеризующего среднеквадратичное отклонение между расчетными и экспериментальными значениями аксиальной составляющей вектора скорости в соответствии с формулой

$$S_{\Sigma} = \sqrt{\frac{1}{n} \cdot \frac{1}{k} \cdot \sum_{i=1}^k \sum_{j=1}^n \left(\frac{w_{ij}^{\text{э}} - w_{ij}^{\text{р}}}{w_{ij}^{\text{э}}} \right)^2},$$

где n, k – число строк и столбцов в таблице данных; $w_{ij}^{\text{э}}, w_{ij}^{\text{р}}$ – экспериментальное и расчетное значения аксиальной составляющей вектора скорости, м/с.

Наилучшая сходимость расчетных и экспериментальных данных наблюдается при коэффициенте S_{Σ} , равном 0,078.

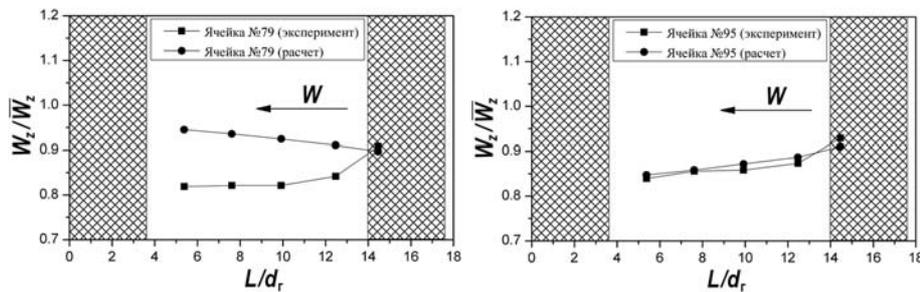


Рис. 7. Расчетное и экспериментальное распределения аксиальной составляющей вектора скорости: а) в ячейке с затеснением поперечного сечения пластинами ДР в виде «звезды»; б) в ячейке с затеснением поперечного сечения пластинами ДР в виде «треугольника»

По результатам анализа сходимости экспериментального и расчетного распределения аксиальной составляющей вектора скорости за ДР по длине модели ТВС РУ КЛТ-40С можно заключить следующее.

1. Коэффициент гидравлического сопротивления ДР, полученный на основе расчетных данных, равен 0,26. Погрешность относительно экспериментального значения коэффициента гидравлического сопротивления ДР, равного 0,29, составила 10%.

2. Расчетное и экспериментальное распределения аксиальной составляющей вектора скорости по длине модели за ДР в ячейках с затеснением поперечного сечения в виде «звезды» имеет разный характер (рис. 7а). В ячейках с затеснением поперечного сечения в виде «треугольника» наблюдается совпадение характера расчетного и экспериментального распределений аксиальной составляющей вектора скорости по длине модели (рис. 7б). Данный факт говорит о том, что ячейки с затеснением поперечного сечения в виде «треугольника» и «звезды» имеют различное гидравлическое сопротивление, но это не учитывается в программе КАНАЛ.

3. Сохраняется разница 10 – 15% в величине аксиальной составляющей вектора скорости между ячейками с затеснением поперечного сечения в виде «треугольника» и «звезды».

4. В выходном сечении модели ТВС реактора КЛТ-40С наблюдается схожий характер распределения расчетного и экспериментального значений аксиальной составляющей вектора скорости для всех исследованных ячеек (рис. 8).

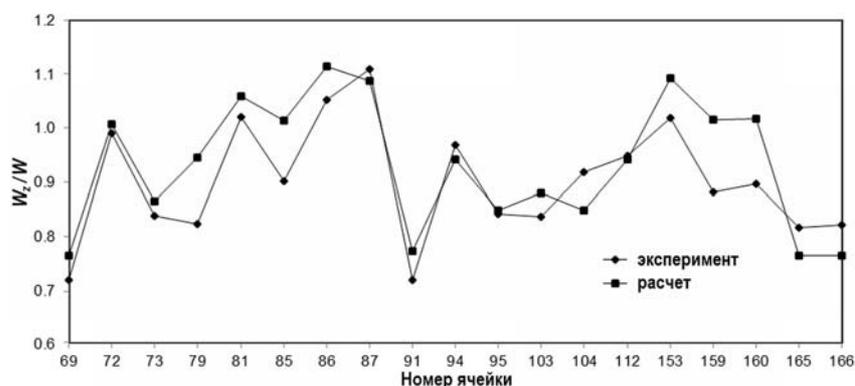


Рис.8. Расчетное и экспериментальное распределение аксиальной составляющей вектора скорости в выходном сечении экспериментальной модели

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании комплексного анализа экспериментальных и расчетных данных по исследованию гидродинамики и массообмена теплоносителя в ТВС реакторов КЛТ-40С сделаны следующие выводы.

1. Во всех исследуемых областях ТВС КЛТ-40С поток теплоносителя носит осевой характер.

2. Выявлено, что в стандартных ячейках ТВС с затеснением проходного сечения пластинами ДР в виде «треугольника» значения аксиальной составляющей вектора скорости на 10 – 15% больше, чем в ячейках с затеснением проходного сечения пластинами ДР в виде «звезды».

3. Определено, что через ячейки с затеснением проходного сечения пластинами ДР в виде «треугольника» расход теплоносителя на 10% больше, чем через ячейки с затеснением проходного сечения пластинами ДР в виде «звезды».

4. Дистанционирующая решетка ТВС КЛТ-40С вносит возмущение в поток теплоносителя, вследствие чего возрастает интенсивность массообмена. С другой стороны, наличие турбулентного трения приводит к диссипации энергии движения потока, тем самым «сглаживает» возмущения, вносимые решеткой.

5. Применение ДР, состоящих из пластин, не приводит к интенсивному перемешиванию потока теплоносителя. Данное явление обусловлено меньшей перемешивающей способностью пластинчатой ДР, а также тем, что ТВС реактора КЛТ-40С имеет раздвинутый пучок твэлов. С другой стороны, такая пластинчатая решетка имеет «невысокое» гидравлическое сопротивление.

6. Повышение точности расчета распределения аксиальной составляющей вектора скорости по ячейкам за дистанционирующей решеткой ТВС реактора КЛТ-40С требует проведения комплекса экспериментальных исследований для определения коэффициентов гидравлического сопротивления ячеек всех вариантов затеснения поперечного сечения, которые используются в качестве исходных данных, входящих в замыкающие системы уравнений, используемых в программе КАНАЛ.

Литература

1. Бых О.А., Дмитриев С.М., Панов Ю.К., Сорокин Н.М., Зверев Д.Л., Фарафонов В.А. Основное оборудование АЭС с корпусными реакторами на тепловых нейтронах: учеб-

ник – М.: Машиностроение. – 2013.

2. Волков С.Е., Курдюмов А.С., Кашинский О.Н., Лобанов П.Д., Прибатурин Н.А. Экспериментальное исследование влияния дистанционирующей решетки на структуру течения в ТВС реактора АЭС-2006 // Теплоэнергетика. – 2013. - №1. – С. 63-67.

3. Баринов А.А., Бородина В.Е., Дмитриев С.М., Хробостов А.Е. К вопросу о методологии обоснования теплотехнической надежности активных зон водяных энергетических реакторов / Труды Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева. – 2014. - №2. – С. 98-108.

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

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

6. Бородин С.С., Дмитриев С.М., Легчанов М.А., Солнцев Д.Н., Сорокин В.Д., Хробостов А.Е. Особенности локальной гидродинамики и массообмена теплоносителя в ТВС реакторов ВВЭР и PWR с перемешивающими решетками // Тепловые процессы в технике. – М.: Наука и технологии. - 2013. - Т. 5. - Вып. 3. - С. 98-107.

7. Варенцов А.В., Дмитриев С.М., Добров А.А., Солнцев Д.Н., Хробостов А.Е. Экспериментальные и расчетные исследования гидродинамики и массообмена потока теплоносителя в модели ТВС реактора КЛТ-40С // Научно-технический вестник Поволжья. – Казань: - 2013. - №3. - С. 114-119.

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

Поступила в редакцию 15.10.2014 г.

Авторы

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

Доронков Денис Владимирович, аспирант
E-mail: nevid000@mail.ru

Пронин Алексей Николаевич, аспирант
E-mail: proninaleksei@mail.ru.

Солнцев Дмитрий Николаевич, ассистент, кандидат техн. наук
E-mail: dn.solntsev@pochta.ru

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

Хробостов Александр Евгеньевич, директор ИЯЭ и ТФ, доцент, кандидат техн. наук
E-mail: khrobostov@nntu.nnov.ru

UDC 621.039

COMBINED NUMERICAL AND EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS OF HYDRODYNAMICS AND COOLANT FLOW MASS TRANSFER OUT OF SPACER GRID IN FUEL ASSEMBLIES OF FLOATING POWER UNIT

Dmitirev S.M., Doronkov D.V., Pronin A.N., Solntsev D.N., Sorokin V.D., Khrobostov A.E.

Nizhny Novgorod State Technical University n.a. R.E. Alekseev.

24 Minin st., Nizhny Novgorod, 603950 Russia

ABSTRACT

The results of experimental investigations of local hydrodynamics and intercell mass transfer of coolant flow in characteristic zones FA KLT-40C reactor unit behind a plate spacer grid have been presented. The investigations were carried out on an aerodynamic rig using the admixture diffusion method (the tracer-gas method). Study of spatial dispersion of absolute flow velocity projections and distribution of tracer concentration allowed to specify coolant flow picture behind the plate spacer grid FA of KLT-40C reactor unit. In this article the measurement results of liquid resistance of plate spacer grid in dependence to Reynolds number. On the base of received experimental data specification of procedure coolant load calculation recommendations for detailed cell-wise calculations of a core KLT-40C reactor unit have been written. Investigation results of local hydrodynamics and coolant flow mass transfer in FA KLT-40C reactor unit have been taken for practical use by Afrikantov OKBM JSC when assessing heat engineering reliability of cores KLT-40C reactor unit and are included in database for verification of CFD programs (CFD-codes) and detailed cell-wise calculation of reactor core KLT-40C.

Key words: floating power unit, core, fuel assemblies, spacer grid, coolant flow hydrodynamics, coolant flow mass transfer, flow friction coefficients.

REFERENCES

1. Bykh O.A., Dmitriev S.M., Zverev D.L., Panov Y.K., Sorokin N.M., Farafonov V.A. Osnovnoe oborudovanie AES s korpusnymi reaktorami na teplovyh nejtronah [The main equipment of nuclear power plants with a tank reactor with thermal neutrons]. Moscow, Mashinostroenie Publ., 2013 (in Russian).
2. Volkov S.E., Kashinskiy O.N., Kurdyumov A.S., Lobanov P.D., Pribaturin N.A. Eksperimentalnoe issledovanie vliyaniya distantsioniruyushey reshyotki na strukturu techeniya v TVS reaktora AES-2006 [Experimental Study of the Effect of Spacer Grid on the Flow Structure in Fuel Assemblies of the AES 2006 Reactor]. *Teploenergetika*. 2013. no. 1, pp. 63-67.
3. Barinov A.A., Borodina V.E., Dmitriev S.M., Khrobostov A.E. K voprosu o metodologii obosnovaniya teplotekhnicheskoy nadezhnosti aktivnykh zon vodyanykh energeticheskikh reaktorov [On the issue of core cooling reliability substantiation methodology for the pressurized water reactors]. *Trudy Nizhegorodskogo gosudarstvennogo tekhnicheskogo universiteta im. R.E. Alekseeva*. 2014. no. 2, pp. 98-108 (in Russian).
4. Borodin S.S., Dmitriev S.M., Legchanov M.A., Solntsev D.N., Sorokin V.D., Khrobostov A.E. Eksperimentalnyye issledovaniya gidrodinamicheskikh i massoobmennyykh harakteristik potoka teplonositelya v TVSA VVER [Experimental studies of hydrodynamic and mass-transfer properties of coolant flow in VVER fuel assemblies TVSA]. *Atomnaya energiya*. 2012. 113 (5), pp. 252-257.
5. Varentsov A.V., Dmitriev S.M., Dobrov A.A., Doronkov D.V., Samoilov O. B., Sorokin V.D., Khrobostov A.E. Raschetno-eksperimentalnye issledovaniya lokal'noj gidrodinamiki i massoobmena potoka teplonositelya v TVS-Kvadrat reaktorov PWR s peremeshivayuschimi reshyotkami [Combined numerical and experimental

investigations of local hydrodynamics and coolant flow mass transfer in Kvadrat type fuel assemblies of PWR reactors with mixing grids]. *Teploenergetika*. 2014. no. 8, pp. 20-27.

6. Dmitriev S.M., Borodin S.S., Legchanov M.A., Solntsev D.N., Sorokin V.D., Khrobostov A.E. Osobennosti lokalnoj gidrodinamiki i massoobmena teplonositelya v TVS reaktorov VVER i PWR s peremeshivayuschimi resh'yotkami [Features of local hydrodynamics and mass exchange of the heat-carrier in fuel rod assemblies of VVER and PWR with mixing grids]. *Teplovyje protsessy v tehnikе*. 2013. 5 (3), pp. 98-107.

7. Varentsov A.V., S.M.Dmitriev S.M., Dobrov A.A., Solntsev D.N., Khrobostov A.E. Eksperimentalnye i raschyotnye issledovaniya gidrodinamiki i massoobmena potoka teplonositelya v modeli TVS reaktora KLT-40S [Experimental and numerical researches of hydrodynamics and mass transfer of coolant flow in experimental model of KLT-40S reactor fuel assembly]. *Nauchno-tehnicheskij vestnik Povolzh'ya*. 2013, no. 3, pp. 114-119.

8. Zhukov A.V., Sorokin A.P. and Matyukhin N.M. Mezhhkanalnyj obmen v TVS bystryh reaktorov: Teoreticheskie osnovy i fizika processa [Interchannel Transfer in Fuel Assemblies of Fast Neutron Reactors: Theoretical Principles and Physics of the Process]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1989) [in Russian].

Authors

Dmitriev Sergej Mihajlovich, Rector, Dr.Sci. (Engineering), Professor

E-mail: dmitriev@nntu.nnov.ru

Doronkov Denis Vladimirovich, Postgraduate Student

E-mail: nevid000@mail.ru

Pronin Aleksej Nikolaevich, Postgraduate Student

E-mail: proninaleksei@mail.ru

Solntsev Dmitrij Nikolaevich, Assistant, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: dn.solntsev@pochta.ru

Sorokin Vladislav Dmitriyevich, Assistant

E-mail: vlad.sorokin1987@mail.ru

Khrobostov Aleksandr Evgen'evich, Director, Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: khrobostov@nntu.nnov.ru

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ЗАЩИЩЕННОСТИ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА РЕАКТОРА СВБР-100 ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА

А.И. Дьяченко*, М.И. Федоров**, С.В. Соловьев**, Н.А. Балагуров*,
В.А. Артисюк*

** Негосударственное образовательное учреждение дополнительного профессионального образования «Центральный институт повышения квалификации Госкорпорации «Росатом».*

249031, Обнинск, Калужской обл., ул. Курчатова, 21

*** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ «МИФИ».*

249040, Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1



Проводится анализ возможного использования регенерированного урана для формирования барьеров против несанкционированного распространения делящихся материалов топливного цикла реактора СВБР-100. Показаны особенности использования регенерированного урана в качестве топлива быстрого реактора, даны количественные оценки компенсации начального присутствия изотопа ^{236}U . Произведены количественные оценки требуемого начального присутствия изотопа ^{236}U для повышения защищенности плутония против несанкционированного распространения.

Ключевые слова: РУ СВБР-100, нераспространение, регенерированный уран, денатурирование.

ВВЕДЕНИЕ

Среди факторов, сдерживающих развитие ядерной энергетики, основными являются проблемы топливообеспечения, обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и риски несанкционированного распространения ядерных делящихся материалов (ЯДМ), пригодных для производства взрывных устройств. С целью решения ключевых проблем в России был предпринят ряд шагов по созданию новой технологической платформы отрасли. Так в 2010 г. была принята ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения», направленная на замыкание ядерного топливного цикла (ЯТЦ) и увеличение эффективности использования урановых ресурсов [1]. В рамках реализации целевой программы в 2011 г. вышел консолидированный проект «Прорыв», объединивший основные положения ФЦП по замыканию ЯТЦ, быстрым технологиям, в том числе по вводу в эксплуатацию быстрых реакторов (БН-1200, БРЕСТ-300, СВБР-75/100), а также технологическому усилению режима нераспространения [2].

Наряду с перечисленными положениями проекта повышение конкурентоспособности АЭС на базе быстрых реакторов является важным фактором его реа-

лизации. Данное требование может быть удовлетворено с вводом в эксплуатацию инновационной реакторной установки (РУ) СВБР-75/100, предназначенной для производства перегретого пара. Применение эвтектического сплава свинец-висмут, как показано в работе [3], позволяет значительно упростить и удешевить РУ без снижения требований безопасности. Сравнительно меньшие стоимость капитальных затрат, пропускная способность электрической сети, по сравнению с реакторами большой мощности, позволяют удовлетворить требования электрогенерации территорий с недостаточно развитой инфраструктурой.

Однако значительное количество нарабатываемого плутония оружейного качества и высокое начальное обогащение ядерного топлива (среднее обогащение 16.5%) реактора СВБР-75/100 приводит к снижению защищенности топливного цикла такого реактора с точки зрения несанкционированного распространения ЯДМ [4]. Традиционно снижение привлекательности делящегося материала основано на денатурации, под которой понимается прежде всего изотопная защита ключевых оружейных материалов. Для плутония денатурация подразумевает увеличение в его изотопном векторе доли четных изотопов ^{238}Pu и ^{240}Pu , повышающих внутреннее энерговыделение (изотоп ^{238}Pu), и нейтронный источник спонтанного деления (характерно для обоих изотопов). Увеличение доли четных изотопов $^{238,240}\text{Pu}$ в плутониевом векторе возможно через рециклирование урана, нептуния и трансплутониевых (ТПУ) элементов [5]. В настоящее время не существует развитой технологии фабрикации оксидного топлива с начальным допингом ТПУ или нептуния, поэтому использование регенерированного урана (регенерата) для формирования барьеров защищенности топливного цикла реактора СВБР-75/100 представляется наиболее реалистичным и позволяет удовлетворить требованиям к расширенному использованию ресурсов урана и усилению режима нераспространения.

Наряду с денатурированием нарабатываемого в СВБР-75/100 плутония использование регенерата урана повышает защищенность свежего топлива через присутствие четных изотопов урана $^{232,236}\text{U}$. Наличие изотопа ^{232}U в векторе регенерированного урана и его дочерних продуктах распада (^{228}Th) приводит к образованию нелетучих фторидов, затрудняющих процесс обогащения, и формированию жесткого гамма-излучения (^{208}Tl дает жесткое гамма-излучение с энергией 2.614 МэВ) [6,7]. Близость атомных масс изотопов ^{235}U и ^{236}U (1 а.е.м.) приводит к значительному затруднению разделения изотопов урана и повышению требуемого количества единиц работы разделения (ЕРР) для наработки материала оружейного качества (энергетического качества порядка 15% [8]), тем самым уменьшая привлекательность такого материала с точки зрения его немирного использования.

Целью работы является анализ нуклидного состава отработавшего топлива реактора СВБР-75/100, повышение барьеров против несанкционированного распространения ЯДМ топливного цикла реактора СВБР-75/100, а также исследование возможности применения в качестве топлива такого реактора регенерированного урана с повышенным начальным содержанием изотопа ^{236}U .

МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА

В работе рассматривается нуклидный состав ОЯТ СВБР-75/100, проводится оценка привлекательности нарабатываемого в активной зоне (АЗ) плутония с точки зрения несанкционированного распространения и возможности оптимизации топливного цикла реактора СВБР-75/100 на основе регенерированного урана. Моделирование нуклидного состава проводилось с использованием контрольного модуля TRITON программного комплекса SCALE 5.0, позволяющего производить как расчеты изотопного состава облученного топлива в зависимости от глубины выгорания и времени

выдержки, так и анализ критичности [9]. Необходимым этапом работы являлся бенчмаркинг программного комплекса SCALE 5.0 на представленных в литературе данных изотопного состава ОЯТ СВБР-75/100 [4]. С этой целью были произведены расчеты характеристик отработавшего топлива реактора СВБР-75/100 в ячеечном приближении. Спецификация элементарной ячейки, используемая в расчетах, представлена в табл. 1.

Спецификация элементарной ячейки реактора СВБР-75/100

Таблица 1

Параметр	Значение	
Обогащение по урану-235% (среднее)	16.5	
Плотность топливной композиции, г/см ³	10.6	
Наружный диаметр топливной таблетки, см	1.12	
Наружный диаметр оболочки, см	1.2	
Шаг решетки, см	1.35	
Глубина выгорания, ГВт-сут/тТМ	64	
Температура топлива, К	1274	
Температура оболочки твэлов, К	793	
Температура теплоносителя, К	763	
Состав стали ЭЛ823, %	Fe	85
	Cr	12
	Si	3
Состав теплоносителя, %	Pb	44.5
	Bi	55.5

Сравнение расчетов SCALE 5.0 и РЕАКТОР-ГП

Таблица 2

Изотоп	РЕАКТОР-ГП [кг] [4]	SCALE-5.0 [г/тТМ]	Div. [%]
²³⁴ U	9.85E+00	8.441E+02	21.26
²³⁵ U	9.41E+02	1.004E+05	1.95
²³⁶ U	1.18E+02	1.289E+04	-0.39
²³⁸ U	7.22E+03	7.796E+05	0.79
²³⁸ Pu	8.14E-01	8.396E+01	5.23
²³⁹ Pu	3.31E+02	3.596E+04	0.19
²⁴⁰ Pu	1.64E+01	1.834E+03	-2.74
²⁴¹ Pu	5.3E-01	5.469E+01	5.19
²⁴² Pu	1.37E-02	1.351E+00	9.39

В таблице 2 приведен рассчитанный при помощи SCALE нуклидный состав урана и трансурановых элементов ОЯТ реактора СВБР-75/100 в сравнении с данными, полученными с использованием комплекса программ РЕАКТОР-ГП [10]. Количественные характеристики тяжелых атомов отработавшего топлива находятся в достаточно близком соответствии и не превышают 6% для ключевых изотопов урана и плутония. Значительное расхождение полученного с использованием SCALE количества изотопа ²³⁴U в отработавшем топливе обусловлено различием его начального при-

сутствия в свежем урановом топливе, используемом в расчетных моделях (в [4] представлено среднее обогащение UOX-топлива по изотопу ^{235}U) и топливе, моделируемом при помощи SCALE. Содержание изотопа ^{234}U в векторе обогащенного уранового топлива зависит от скоростей его обогащения, различных для существующих типов обогатительных каскадов [11].

ВЛИЯНИЕ ИЗОТОПА УРАНА ^{236}U НА ХАРАКТЕРИСТИКИ ТОПЛИВА СВБР-100

Обогащение регенерированного урана приводит к накоплению значительных количеств изотопов ^{234}U и ^{236}U , вызывая необходимость компенсации их начального присутствия при загрузке такого топлива в ядерный реактор. Изотоп ^{234}U , хотя и приводит к снижению начальной реактивности топлива, при нейтронном захвате переходит в делящийся ^{235}U . Компенсация ^{234}U актуальна только для тяжеловодных реакторов, отличительной особенностью которых является малый запас реактивности [12]. Для остальных типов реакторов в достижении эквивалентных характеристик топлива на основе регенерата и природного урана наиболее важным является влияние изотопа ^{236}U , так как его сечение захвата нейтронов несколько выше по сравнению с сечением изотопа ^{238}U (табл. 3). Расчеты изменения изотопного вектора урана проводились с использованием методики, подробно описанной в работе [8].

Таблица 3

Сечения захвата ^{236}U и ^{238}U для различных энергий нейтронов

Изотоп	0.0253-эВ	Res.Int.	1МэВ
^{236}U	5.123 (b)	353.4 (b)	0.149 (b)
^{238}U	2.683 (b)	275.6 (b)	0.136 (b)

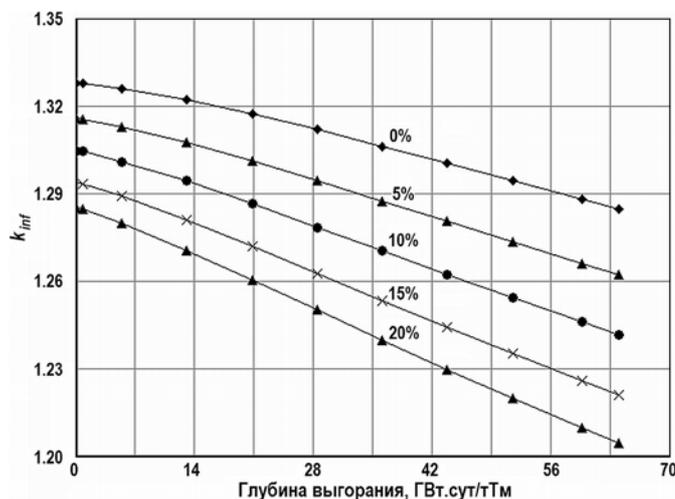


Рис. 1. Зависимость k_{inf} от глубины выгорания (без компенсации ^{236}U) СВБР-75/100

На рисунке 1 показана зависимость коэффициента размножения нейтронов k_{eff} от глубины выгорания уран-оксидного топлива реактора СВБР-75/100 при различном начальном допинге изотопа ^{236}U . Его наличие в свежем топливе приводит к незначительному изменению k_{eff} в начале кампании реактора. Одной из целей работы является анализ коэффициентов компенсации K начального присутствия изотопа ^{236}U для формирования топлива эквивалентного обогащения. Коэффициент компенсации изотопа ^{236}U вводится для формирования эквивалентных параметров ERU-топлива (enriched reprocessed uranium) по сравнению с традиционным обогащен-

ным топливом, произведенным из естественного урана. Как и в работе [8], эквивалентное содержание изотопа ^{235}U в ERU-топливе рассчитывалось по формуле

$$^{235}\text{U}_{\text{ERU}}(\%) = ^{235}\text{U}_{\text{ENU}}(\%) + K \times ^{236}\text{U}_{\text{ERU}}(\%), \quad (1)$$

где $^{235}\text{U}_{\text{ERU}}(\%)$ – эквивалентное содержание изотопа ^{235}U в ERU-топливе; $^{235}\text{U}_{\text{ENU}}(\%)$ – содержание ^{235}U в ENU-топливе (enriched uranium); K – коэффициент компенсации начального присутствия изотопа ^{236}U ; $^{236}\text{U}_{\text{ERU}}(\%)$ – содержание изотопа ^{236}U в ERU-топливе.

В данной работе для анализа компенсации ^{236}U авторами был выбран критерий подбора коэффициента, соответствующий одинаковым глубинам выгорания ERU- и ENU-топлив при фиксированном значении k_{inf} на начало кампании топлива ($k_{\text{inf}} = 1.33$). Выбор критерия обусловлен наличием значительного запаса реактивности при достижении референтной глубины выгорания (64 ГВт·сут/тТМ).

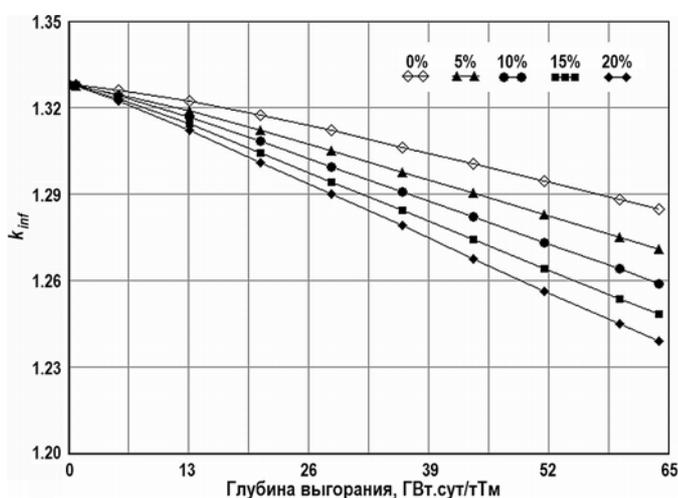


Рис. 2. Зависимость K от начального присутствия изотопа ^{236}U в свежем топливе СВБР-75/100

Влияние начального присутствия изотопа урана ^{236}U в свежем топливе на коэффициент компенсации приведен на рис. 2. Повышение содержания изотопа урана ^{236}U в векторе регенерированного урана приводит к снижению требуемого коэффициента компенсации. Так, например, для формирования топлива эквивалентного обогащения из регенерата с содержанием 5% ^{236}U коэффициент компенсации равен $K=0.073$, в то время как для 20% $K=0.065$, что приводит к увеличению начального обогащения топлива на 0.7 и 1.3% соответственно. Таким образом, перевод реактора СВБР-75/100 на регенерат урана не потребует повышения среднего обогащения топлива по изотопу урана ^{235}U более 20%, что является одним из критериев МАГАТЭ защищенности топливного цикла. При повышении начального присутствия изотопа урана ^{236}U более 50% в свежем топливе коэффициент компенсации K практически не изменяется и остается на уровне $K = 0.062$.

Однако замещение фертильного изотопа ^{238}U изотопом урана ^{236}U в свежем топливе снижает наработку вторичного топлива, что приводит к изменению k_{inf} в конце кампании ядерного топлива. На рисунке 3 показана зависимость коэффициента размножения нейтронов для ENU-топлив с компенсацией изотопа урана ^{236}U . Присутствие 20% ^{236}U в свежем топливе снижает k_{inf} в конце кампании на 0.08 относительных единиц, что не является критичным и может быть скомпенсировано движением органов регулирования реактора [4]. Следует отметить, что замещение изотопа урана ^{238}U изотопом ^{236}U оказывает влияние на коэффициенты реактивности

реактора, однако вопрос безопасности использования регенерированного урана с повышенным содержанием изотопа ^{236}U не является предметом исследований, проводимых в рамках данной работы.

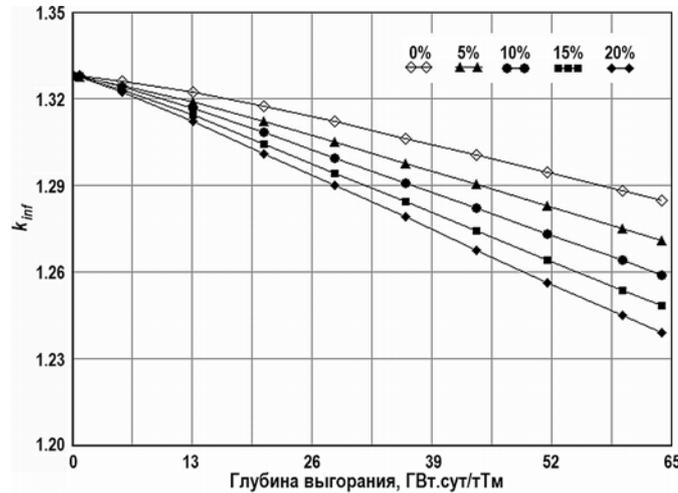


Рис. 3. Зависимость k_{inf} от глубины выгорания (с компенсацией ^{236}U) в СВБР-75/100

СНИЖЕНИЕ ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТИ НАРАБАТЫВАЕМОГО ПЛУТОНИЯ

Сниженное содержание фертильного изотопа ^{238}U в топливе на основе регенерированного урана и вовлечение в цепочку превращения ^{236}U приводит к значительному изменению количества нарабатываемого в ОЯТ плутония (показано в значимых количествах (ЗК), для плутония – 8 кг) и повышению доли четного изотопа ^{238}Pu в плутониевом векторе (рис. 4.)

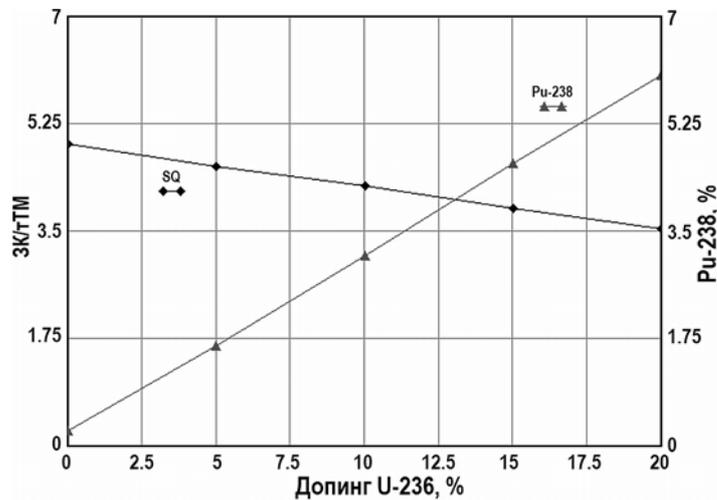


Рис. 4. Изменение наработки плутония (ЗК) и повышение доли изотопа ^{238}Pu в векторе плутония в зависимости от начального присутствия ^{236}U в топливе СВБР-75/100

Подробно механизм наработки плутония, в том числе четных изотопов ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , в случае допинга ^{236}U представлен в работе [5]. Нашей задачей является анализ изотопного вектора ERU-топлива, в частности, необходимого количества изотопа урана ^{236}U , достаточного для наработки непривлекательного для переключения плутония. В таблице 4 показано изменение изотопного вектора нарабатываемого плутония при достижении референтной глубины выгорания топлива в

зависимости от начального содержания ^{236}U . Начальный допинг более 20% ^{236}U , согласно критерию защищенности плутония (присутствие изотопа ^{238}Pu более 6% в плутониевом векторе), приводит к невозможности использования такого материала для производства взрывного устройства (повышенное энерговыделение такого материала приведет к расплавлению окружающей заряд бризантной взрывчатки [5]).

Таблица 4

Изменение изотопного вектора Pu в зависимости от начального допинга ^{236}U

Изотоп	Начальное содержание ^{236}U в топливе					
	0%	5%	10%	15%	20%	25%
^{238}Pu	0.21	1.51	2.86	4.28	5.81	7.48
^{239}Pu	94.84	93.8	92.7	91.5	90.18	88.71
^{240}Pu	4.83	4.58	4.34	4.13	3.93	3.73
^{241}Pu	0.11	0.10	0.095	0.088	0.081	0.07
^{242}Pu	3.53E-3	3.12E-3	2.77E-3	2.92E-3	2.21E-3	1.97E-3
Pu_{tot} , кг/тТМ	38	35.1	32.4	29.8	27.3	24.8

Замещение изотопа ^{238}U изотопом ^{236}U в векторе регенерированного урана приводит к снижению общего количества нарабатываемого в ходе компании топлива плутония. Как можно видеть (табл. 4, рис. 4), присутствие 10 и 25% ^{236}U в свежем топливе снижает наработку плутония на 15 и 35% соответственно.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РЕАКТОРА СВБР-75/100

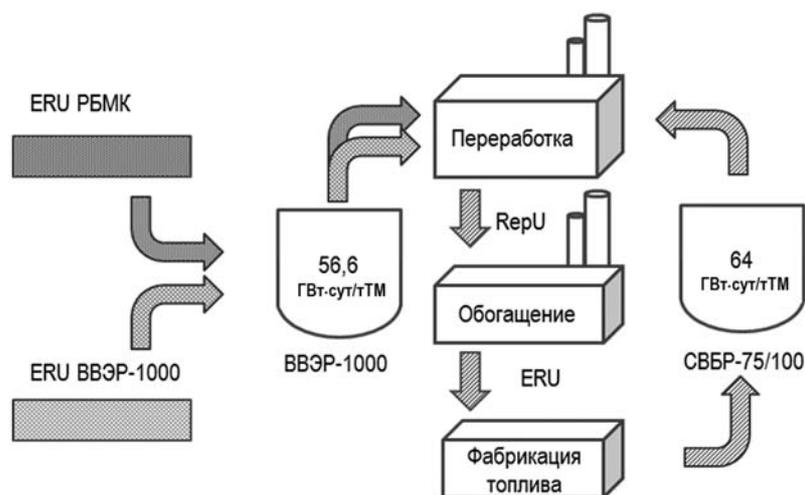


Рис. 5. Топливный цикл реактора СВБР-75/100 на основе регенерированного урана

Начальное присутствие 20% и более изотопа ^{236}U в векторе свежего топлива реактора СВБР-75/100 приводит к наработке защищенного плутония. Однако непосредственное выделение и последующий допинг изотопа ^{236}U к материалу свежего топлива крайне сложен. Для формирования топливного цикла повышенной защищенности реактора СВБР-75/100 были произведены оценки стратегий использования регенерированного урана реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 с последующим вовлечением такого урана в качестве материала топлива реактора СВБР-75/100. На рисунке 5 приведен возможный топливный цикл реактора СВБР.

На первой стадии рециклирования регенерированный уран отработавшего топли-

ва ВВЭР-1000 и РБМК-1000 используется в качестве свежего топлива реактора ВВЭР-1000 с эквивалентным обогащением по изотопу урана ^{235}U 5% (ERU 5%). После облучения (вторая стадия рециклирования) такой материал поступает последовательно на заводы по переработке ядерного топлива, обогащения урана и фабрикации ЯТ реактора СВБР. В таблице 4 приведены нуклидные составы ERU-топлив на основе регенерированного урана реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000, а также изотопный вектор свежего уранового топлива СВБР-75/100.

Из таблицы 5 видно, что вовлечение регенерированного урана из отработавшего топлива реактора РБМК-1000 и его последовательное использование в качестве свежего топлива ВВЭР-1000, СВБР-75/100 приводит к значительному увеличению доли изотопа ^{236}U в ERU-топливе.

Таблица 5

Изотопный состав ERU реакторов ВВЭР-1000 и СВБР-75/100

Изотоп	ОЯТ ВВЭР-1000		ОЯТ РБМК-1000	
	ВВЭР-1000	СВБР-75/100	ВВЭР-1000	СВБР-75/100
^{234}U	2,53E-02	2,43E-1	1,76E-01	3,22E-01
^{235}U	5,37E+00	17,65E+00	6,12E+00	18,57E+00
^{236}U	1,23E+00	17,85E+00	4,31E+00	31,88E+00
* Изотопный вектор отработавшего топлива реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000, применяемый в расчетах, представлен в работе [12]				

Таким образом, формирование ядерного топливного цикла реактора СВБР-75/100 на основе регенерированного урана ОЯТ РБМК-1000 позволит значительно уменьшить привлекательность делящихся материалов такого топливного цикла с точки зрения несанкционированного распространения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для топливного цикла реактора СВБР-75/100 показана возможность использования регенерированного урана с повышенным содержанием изотопа ^{236}U в качестве ядерного топлива. Для проведения нейтронно-физических расчетов и определения нуклидного состава отработавшего топлива реактора СВБР-75/100 была проведена валидация программного комплекса SCALE 5.0 на бенчмарке по выгоранию ядерного топлива СВБР-75/100.

В результате выполнения работы было показано, что вовлечение в топливный цикл быстрого реактора регенерированного урана с повышенным содержанием четных изотопов слабо влияет на размножающие свойства такого топлива и не приводит к необходимости компенсации их начального присутствия. Повышенное содержание изотопа ^{236}U позволяет количественно снизить наработку плутония и повысить внутренние барьеры защищенности через увеличение четных изотопов в плутониевом векторе. Формирование топливного цикла реактора СВБР-75/100 на основе регенерированного урана реактора РБМК-1000 позволит значительно снизить привлекательность делящихся материалов такого топливного цикла с точки зрения их несанкционированного распространения.

Литература

1. Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 годов и на перспективу до 2020 года» Доступна на сайте http://www.businesspravo.ru/Docum/DocumShow_DocumID_163706.html
2. Адамов Е.О. Прорыв в ядерной энергетике: ЗЯТЦ с реакторами с естественной безопасностью – материалы «Атомэкспо -2012» Доступны на сайте <http://2012.atomexpo.ru/>

material2012/06.06.2012

3. Рыжов С.Б., Спетапов В.С., Климов Н.Н., Зродников А.В., Тошинский Г.И., Комлев О.Г. Инновационный проект реакторной установки СВБР-100. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Безопасность АЭС. 2009, вып. 24. С. 5-7.

4. Воронков А.В., Сычугов Е.П., Дедуль А.В., Кальченко В.В., Николаев А.А., Ракишун Е.В. Расчет кампании реактора СВБР-100 с учетом движения органов регулирования и компенсации // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Безопасность АЭС. 2009, вып. 24. С. 38-43.

5. Kessler G. Plutonium Denaturing by ^{238}Pu . *Nuclear Science and Engineering*. Vol. 155, No. 1, January 2007, PP. 53-73.

6. Kang J., von Hippel F. N. U-232 and the Proliferation-Resistance of U-233. *Spent Fuel Science & Global Security*. Vol. 9. PP 1-32. 2001.

7. Крючков Э., Ансэ В., Глебов В, Краснобаев А., Шмелев А. Обогащенный уран с добавлением изотопа ^{232}U : защищенность от несанкционированного распространения // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. №4. С. 93.

8. Дьяченко А., Балагуров Н., Артисюк В. Использование регенерированного урана топлива с глубоким выгоранием // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2012. № 1. С. 135

9. Bowman S.M. Overview of the SCALE Code System / S.M. Bowman // *Trans. Am. Nucl. Soc.* – 2007. № 97. Nov. 11–15. – PP. 589–591.

10. Воронков А.В., Головкин С.Л. Системное обеспечение комплекса программ «Реактор-ГП» // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Безопасность АЭС. 2009. Вып. 24. С. 19-29.

11. Durante Pierre. Processing of recycled uranium: experience in the Cogema group. *TopFuel'97*. BNES. 1997.

12. Ellis Ronald J. Prospects of Using Reprocessed Uranium in CANDU Reactors, in the US GNEP Program. *Oak Ridge National Laboratory, PO Box, Oak Ridge, TN 37831-6172. 2008.*

13. Tataurov A., Kvator V. R&D Report. Calculated-experimental studying nuclide composition of SNF from VVER-440, VVER-1000, and RBMK-1000. RNC «KI», 2002 (in Russian).

Поступила в редакцию 21.01.2014 г.

Авторы

Дьяченко Антон Игоревич, ведущий специалист,
E-mail: dyachenkoai@mail.ru

Федоров Михаил Игоревич, аспирант
E-mail: fedorovmikhail@bk.ru

Соловьев Сергей Валерьевич, аспирант
E-mail: sv_solovyev@mail.ru

Балагуров Николай Андрианович, эксперт, канд. техн. наук
E-mail: nbalagurov@yandex.ru

Артисюк Владимир Васильевич, проректор по международной деятельности,
директор департамента международной деятельности, доктор техн. наук
E-mail: artisyuk@scicet.ru

UDC 621.039.543.4

**CALCULATIONAL STUDIES FOR SECURITY JUSTIFICATION
OF SVBR-100 REACTOR FUEL CYCLE
BASED ON REPROCESSED URANIUM**Dyachenko A.I. *, Fyodorov M.I. **, Solovyev S.V. **, Balagurov N.A. *, Artisyuk V.V. *

* Rosatom Central Institute for Continuing Education and Training,
21, Kurchatov str., Obninsk, Kaluga reg., 249031 Russia

** Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear
University "MEPHI". 1, Studgorodok str., Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

It has been of general practice for several decades to use reprocessed uranium (RepU) in existing nuclear power reactors to save uranium resources. However, the effect of reprocessing on the fuel cycle economy is still under discussion. Nowadays the major issues concerning the use of reprocessed uranium are specific measures necessary to compensate the presence of even Uranium isotopes ^{234}U and ^{236}U (neutron poisons) in loading fuel and ^{232}U isotope decay chain products (^{208}Tl – intensive gamma ray emitter with energy 2.614 MeV). In general, the presence of even Uranium isotopes leads to increased SWU demands and increased cost of U_3O_8 transformation into uranium hexafluoride, UF_6 . Recent trends in fuel cycle development are focusing the saving of uranium resources, closing of nuclear fuel cycle and therefore an additional feasibility study for uranium reprocessing is necessarily required. Another feature of reprocessed uranium use is the possibility to increase the barrier against proliferation. The present paper deals with the possible use of reprocessed uranium to form barriers against proliferation of fissile materials in SVBR-100 fuel cycle. The features of the reprocessed uranium use in fast reactors are shown, quantitative estimates of the compensation of the initial presence of ^{236}U isotope are given. Quantitative estimates of the required initial presence of ^{236}U isotope in order to reduce the attractiveness of plutonium from the view point of proliferation are made. Quantitative estimates of possible using of reprocessed uranium from spent nuclear fuel of VVER-1000 and RBMK-1000 reactors.

Keywords: SVBR-100, nonproliferation, reprocessed uranium, denaturation.

REFERENCES

1. Federal target program «Nuclear power technologies of new generation in 2010-2015 and until 2020». Available at: http://www.businesspravo.ru/Docum/DocumShow_DocumID_163706.html (in Russian).
2. Adamov E. Breakthrough in Nuclear Energy: CNFC with natural safety – «Atomexpo -2012». Available at: <http://2012.atomexpo.ru/material2012/06.06.2012> (in Russian).
3. Ryzhov S.B., Stepanov V.S., Klimov N.N., Zrodnikov A.V., Toshinskiy G.I., Komlev O.G. Innovative design of SVBR-100 reactor. *Problems of Atomic Science and Technology. NPP Safety*. 2009, iss. 24, pp. 5-7 (in Russian)
4. Voronkov A.V., Sychugova E.P., Dedul A.V., Kalchenko V.V., Nikolaev A.A., Rakshun E.V. SVBR-100 reactor life-time calculation considering control and burn-up compensation RODS movement *Problems of Atomic Science and Technology. NPP Safety*. 2009, iss. 24, pp. 38-43 (in Russian).
5. Kessler G. Plutonium Denaturing by ^{238}Pu . *Nuclear Science and Engineering*, v. 155, no. 1, January 2007, pp. 53-73.
6. Kang J., von Hippel F.N. U-232 and the Proliferation-Resistance of U-233. *Spent Fuel Science & Global Security*. 2001, v. 9, pp. 1-32.

7. Kryuchkov E., Apse V., Glebov V., Krasnobaev A., Shmelev A. Obogashchennyj uran s dobavleniem izotopa ^{232}U : zashchishchennost' ot nesanktsionirovannogo rasprostraneniya. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2007, no. 4, p. 93 (in Russian).
8. Dyachenko A., Balagurov N., Artisyuk V. On the Issues of Uranium Reprocessed from High Burnup Fuels. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 1, p. 135 (in Russian).
9. Bowman S.M. Overview of the SCALE Code System. Ed. S.M. Bowman. *Trans. Am. Nucl. Soc.* – 2007, no. 7, Nov. 11–15, pp. 589–591.
10. Voronkov A.V., Golovkov S.L. System facilities of REACTOR-GP code package. *Problems of Atomic Science and Technology. NPP Safety.*, 2009, iss. 24, pp. 19-29 (in Russian).
11. Durante Pierre. Processing of recycled uranium: experience in the Cogema group. TopFuel'97. BNES. 1997.
12. Ellis Ronald J. Prospects of Using Reprocessed Uranium in CANDU Reactors, in the US GNEP Program. *Oak Ridge National Laboratory, PO Box, Oak Ridge, TN 37831-6172. 2008.*
13. Tataurov A., Kvator V. R&D Report. Calculated-experimental studying nuclide composition of SNF from VVER-440, VVER-1000, and RBMK-1000. RNC «KI» Publ., 2002 (in Russian).

Authors

D'yachenko Anton Igorevich, Specialist of International Training Center
E-mail: dyachenkoai@mail.ru

Fedorov Mikhail Igorevich, Postgraduate Student
E-mail: fedorovmikhail@bk.ru

Solovyev Sergey Valer'evich, Postgraduate Student
E-mail: sv_solovyev@mail.ru

Balagurov Nikolay Andrianovich, Expert, Cand. Sci. (Engineering)
E-mail: nbalagurov @yandex.com

Artisyuk Vladimir Vasil'evich, Vice-Rector CICE&T, Director of International Training Center, Dr. Sci. (Engineering)
E-mail: artisyuk@scicet.ru

КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ САМОРАСПРОСТРАНЯЮЩЕГОСЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО СИНТЕЗА

Э.Е. Коновалов, В.С. Наумов, А.И. Ластов

ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского.

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



Рассмотрены технологические операции кондиционирования содержащих просыпь высокоактивных отходов (ВАО) графита уран-графитовых реакторов. Переработка отходов включает в себя иммобилизацию радионуклидов ВАО в устойчивый карбидоксидный металлокерамический матричный материал с использованием самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС). Синтезируемый композит надежно изолирует радионуклиды ВАО от окружающей среды. Предлагаемая технология отличается высокими технико-экономическими показателями.

Ключевые слова: снятие с эксплуатации, графитовая кладка, продукты активации, продукты деления, трансураниевые элементы, одностадийный процесс, Y-Al-гранат, корунд, карбид титана, скорость выщелачивания радионуклидов.

Снятие с эксплуатации уран-графитовых промышленных реакторов (ПУГР) и блоков АМБ первой очереди Белоярской АЭС сопряжено с образованием значительного количества радиоактивных отходов графита, часть которых относится к высокоактивным, требующим выполнения специальных мер безопасности при решении проблем долговременной изоляции от биосферы.

Отработавший реакторный графит составляет большую часть накопленных в мире твердых радиоактивных отходов, поэтому поиск способов его изоляции от биосферы является актуальной задачей.

Радиоактивность графитовой кладки снимаемого с эксплуатации реактора определяется продуктами активации графита и его примесей, а также элементами ядерного топлива и продуктами его деления, проникающими в графитовую кладку («просыпь») в результате нештатных событий, связанных с нарушением герметичности твэлов и разрушением ТВС, приводящим к образованию мелких частиц и фрагментов топлива, остающихся в графитовой кладке.

РАДИОНУКЛИДНЫЙ СОСТАВ ОТХОДОВ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА

Радионуклидный состав и уровни радиоактивного загрязнения графитовых кладок и втулок остановленных уран-графитовых реакторов рассмотрены в работах [1 – 9]. Среди активационных радионуклидов наибольший вклад в радиоактивность графита

© Э.Е. Коновалов, В.С. Наумов, А.И. Ластов, 2014

вносят ^{14}C , ^3H и ^{60}Co , равномерно распределенные по всей кладке графита. Их удельная активность по графиту составляет $10^8 - 10^9$ Бк/кг.

Места кладки вблизи аварийных участков содержат элементы ядерного топлива и продукты деления. Эти участки кладки обладают повышенной активностью, и при демонтаже из них формируют высокоактивные отходы графита (ВАО графита).

Среди продуктов деления наибольший вклад в радиоактивность этих участков графита вносят радионуклиды ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{147}Pm , ^{151}Sm и ^{154}Eu , а среди актиноидов – $^{238-240}\text{Pu}$, $^{241,243}\text{Am}$, ^{244}Cm . Вклад ^{244}Cm в суммарную активность трансурановых элементов в первые годы после остановки реактора достигает значений более 90%.

Наблюдается большая неравномерность распределения указанных радионуклидов по объему графитовой кладки с концентрированием их вблизи аварийных участков, но это не относится к $^{134,137}\text{Cs}$, который находят в участках кладки, далеких от аварийных районов. Такое поведение цезия объясняется хорошей растворимостью его соединений в воде, проникающей в кладку, и его летучестью при высоких температурах, достаточных для диссоциации оксида цезия и достижения высокой упругости его паров. Удельная активность ^{137}Cs на графите меняется в широких пределах (от 10^5 до 10^9 Бк/кг) в зависимости от продолжительности его облучения.

Участки графитовой кладки, находящиеся на удалении от аварийных мест, не содержащие просыпь, относятся, как правило, к среднеактивным отходам. Для их кондиционирования целесообразно использовать более простую технологию без трудоемких операций по переработке, ограничиваясь консервацией поверхностей графитовых блоков, их контейнеризацией и изоляцией от окружающей среды. Такие отходы графита в виде неразрушенных блоков и втулок, содержащие только продукты активации, являются химически устойчивым материалом, прочно удерживающим в своей решетке ^{14}C .

На долю входящего в биологическую цепочку радионуклида ^{14}C приходится до 95% общей активности графитовых кладок, поэтому при решении проблем обращения с ВАО графита необходимо особое внимание уделять экологической безопасности при работе с этим биологически значимым радионуклидом [10].

ХИМИЧЕСКИЕ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ОПЕРАЦИИ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ МОДЕЛЬНЫХ ВАО ГРАФИТА ПЕРЕРАБОТКОЙ В МЕТАЛЛОКЕРАМИЧЕСКИЙ МАТРИЧНЫЙ МАТЕРИАЛ В РЕЖИМЕ СВС

Главной задачей кондиционирования ВАО графита, содержащих просыпь, является надежная изоляция от окружающей среды присутствующих в этих отходах радионуклидов ^{235}U , $^{238-240}\text{Pu}$, $^{241,243}\text{Am}$, ^{244}Cm , ^{90}Sr , ^{137}Cs и ^{14}C иммобилизацией в структуры долговечных матричных соединений, пригодных для экологически безопасного захоронения. Это условие является определяющим при выборе наиболее эффективного способа и технологии переработки ВАО графита.

Известные предложения по кондиционированию ВАО графита [6, 13] отличаются следующими общими основными недостатками, затрудняющими промышленную реализацию этих технологий:

– образованием химически подвижного в природе $^{14}\text{CO}_2$ при отделении графита от актиноидов просыпи газофазным или иным окислением углерода с вовлечением $^{14}\text{CO}_2$ в естественный углеродный цикл биосферы;

– многостадийностью процесса переработки ВАО графита в связи с образованием вторичных высокоактивных отходов, требующих разработки дополнительных технологических процессов их обезвреживания.

К вторичным отходам относятся образующиеся отходящие газы и аэрозоли, содержащие $^{14}\text{CO}_2$, а также конденсированные продукты окисления просыпи, содер-

жащие радионуклиды. Рекомендуемые способы иммобилизации этих отходов переводом ^{14}C в карбонаты и иммобилизацией просыпи остекловыванием малоэффективны и трудоемки. Для решения проблемы в целом необходимы дополнительные разработки новых технологий.

Предлагаемый в работе способ кондиционирования ВАО графита с использованием самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС) [11, 12] является альтернативным способом, предложенному в [13], применительно к кондиционированию ВАО графита блоков АМБ первой очереди БАЭС.

Процесс СВС относится к новым технологиям и отличается высокими технико-экономическими показателями. При этом процессе после инициирования, например, электроподжигом, протекают самопроизвольные химические превращения при кратковременном разогреве продуктов реакции (2 – 3 мин) до 2000 – 3000°C в волне горения, распространяющейся в исходной порошкообразной шихте. В состав шихты металлургического СВС входят энергообразующие компоненты: горючее – металлические порошки элементов с большим сродством к кислороду (Al, Ti) и окислители – богатые кислородом оксиды элементов с низким сродством к кислороду (Fe_2O_3 , MoO_3 , MnO_2 , CuO и др.).

Рассматриваемый способ кондиционирования ВАО графита в отличие от [6, 13] является одностадийным, в нем отсутствует образование вторичных отходов, также нуждающихся в кондиционировании. Процесс не требует энергообеспечения, т.к. протекает во внепечном режиме за счет выделения химической энергии при экзотермическом самоподдерживающемся твердофазном процессе. Высокая, но кратковременная температура в волне горения обеспечивает полноту превращения исходных компонентов в конечные продукты. Развивающаяся в зоне реакции температура возникает за счет собственных энергетических возможностей исходной системы без использования нагревательных устройств. Это существенно упрощает и удешевляет технологию и практически сводит к нулю расходы электроэнергии.

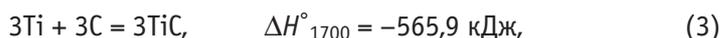
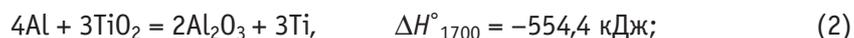
В предлагаемой технологии обезвреживания ВАО графита отсутствует образование ^{14}C , весь углерод графита изолируется от биосферы образованием устойчивого карбида (Ti^{14}C).

Исходным материалом для переработки ВАО графита служит гомогенная смесь, получаемая после сбора и помола аварийных участков кладки, содержащих фрагменты топлива и продукты деления. Получение гомогенной исходной смеси (СВС-шихты) и ее мониторинг являются необходимым условием реализации химико-технологического процесса переработки ВАО графита, его моделирования и необходимости расчета оптимального состава рецептуры.

В основе переработки ВАО графита в режиме СВС лежит твердофазный самоподдерживающийся процесс [11, 12]



включающий в себя две последовательные экзотермические реакции



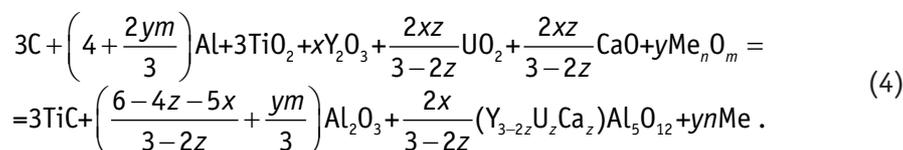
где С – углерод ВАО графита; Al и TiO_2 – энерго- и структурообразующие химические реагенты, вносимые в ВАО графит для их переработки; ΔH – изменение энтальпии процесса.

Находящийся в отходах ^{14}C образует устойчивый карбид титана, изолирующий радионуклид от биосферы. Для изоляции от биосферы актиноидов просыпи, присутствующих в ВАО графите в форме оксидов, используется их иммобилизация в устойчивые матричные материалы. В качестве такого материала предлагается

применить Y-Al-гранат, который считается одним из перспективных для иммобилизации актиноидов, особенно младших трехвалентных Am, Cm и их кристаллохимических аналогов Sm и Nd, используемых в исследованиях в качестве имитаторов актиноидов. Для этого в СВС-шихту вносят необходимое количество оксида Y_2O_3 , который вступая во взаимодействие с оксидом алюминия, получаемого по реакции (1), образует Y-Al-гранат ($Y_3Al_5O_{12}$), изоморфно включающий в свою структуру уран, другие актиноиды (An), легкие лантаноиды (Ln), ^{95}Zr и ^{90}Sr , образуя $(Y, U, Ca, Sr, An, Zr, Ln...)_3Al_5O_{12}$.

В состав СВС-шихты включают также оксид кальция для компенсации положительного заряда решетки граната при внедрении четырехвалентных катионов An^{4+} , в основном, урана – ядерного топлива и циркония.

Общее выражение химической реакции СВС-процесса в волне горения может быть представлено уравнением, с помощью которого рассчитывается рецептура формирования СВС-шихты.



Включенный в уравнение оксид урана является основным компонентом просыпи и имитатором оксидов актиноидов.

В отличие от СВС-процесса, соответствующего химической реакции (1), процесс (4) содержит компоненты, практически не участвующие в энергообразовании, а наоборот, являющиеся разбавителями в СВС-шихте (Y_2O_3 , UO_2 , CaO). Поэтому в некоторых случаях при необходимости поддержания самопроизвольного СВС-процесса в шихту вносят небольшое дополнительное количество элемента-горючего (Al) и окислителя – оксида металла (Me_nO_m) с низким сродством к кислороду (CuO , MnO_2 , NiO и др.). При этом образующаяся металлическая фаза одновременно улучшает теплофизические и механические свойства целевого продукта.

Значения переменных стехиометрических коэффициентов x и y в уравнении (4) определяются экспериментально и зависят от составов ВАО графита и СВС-шихты, а также от условий проведения процесса.

Количество Y_2O_3 , вносимое в СВС-шихту для формирования в композите Y-Al-граната, зависит от содержания актиноидов (An) и некоторых продуктов деления, входящих в ВАО- графита.

Таблица 1

Расчетный состав композита при различных содержаниях просыпи в ВАО графита при $y = 0$ и $z = 1$

x	Содержание просыпи в ВАО графита, масс. %	Содержание компонентов в матричном СВС-продукте, масс. %		
		TiC	Y-Al-гранат	Корунд
0,001	1,47	46,73	0,36	52,91
0,005	7,01	46,31	1,79	51,92
0,01	13,08	45,79	3,54	50,68
0,03	31,03	43,83	10,16	46,02
0,05	42,84	42,03	16,23	41,75

В таблице 1 приведены расчетные данные состава целевого продукта – матричного композита в соответствии с уравнением (4) СВС-процесса. Три химически ус-

тойчивые фазы этого композита включают в себя карбид титана, в котором иммобилизован ^{14}C , Y-Al -гранат, в структуру которого входят An^{3+} , An^{4+} , Sr , Zr , PЗЭ , и структурообразующий Al_2O_3 в форме корунда.

Процесс твердофазного горения и качество целевого продукта зависят также от усилий подпрессовки порошкообразной шихты. После подпрессовки шихту помещают в химический реактор и инициируют СВС-процесс электроподжигом на воздухе небольшого количества смеси порошков Al и Mg . В лабораторных исследованиях при работе с массой шихты 80 – 120 г СВС-процесс длится 2 – 3 мин.

Важным показателем качества целевого продукта является его компактность, плотность. Компактирование СВС-продукта (матричного материала) необходимо, главным образом, для уменьшения его свободной поверхности, что снижает скорость выщелачивания радионуклидов из матрицы в случае ее контакта с природными водными средами в результате тектонических, сейсмических и других аномалий в районе захоронения отходов.

Рассматриваются два варианта осуществления процесса переработки ВАО графита в режиме СВС: горение предварительно подпрессованной СВС-шихты и силовое СВС-компактирование, когда вслед за прохождением волны горения производят прессование неостывших продуктов реакции.

Во втором варианте обеспечивается получение более компактного и механически прочного керамикоподобного продукта с плотностью до $\sim 4,5 \text{ г/см}^3$. Однако этот вариант технически более сложен, что при работе с высокоактивным материалом может иметь решающее значение в выборе способа переработки отходов. В первом варианте, более простом в осуществлении, образуется продукт, имеющий поры и удельную поверхность $1 - 3 \text{ м}^2/\text{г}$. Плотность такого материала изменяется в пределах $2,3 - 2,6 \text{ г/см}^3$. Этот вариант был использован в настоящей работе.

Промышленную переработку ВАО графита в режиме СВС рекомендуется проводить в герметичном химическом реакторе, исключая унос аэрозолей, что существенно упрощает технологию переработки ВАО графита. СВС- процесс легко управляем. Изменяя условия горения и состав шихты, можно регулировать химический состав получаемых матричных материалов.

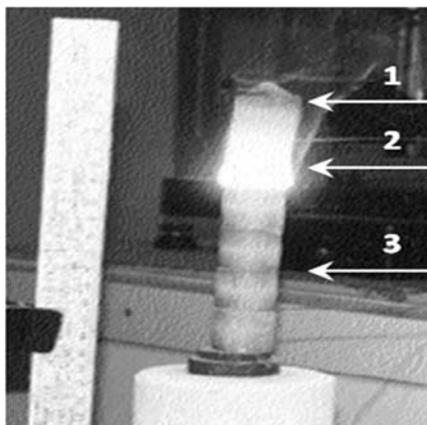


Рис. 1. Самоподдерживающееся твердофазное горение в режиме СВС модельных ВАО графита в форме цилиндрических образцов, полученных подпрессовкой шихты: 1 – продукт реакции; 2 – волна горения; 3 – исходный продукт (подпрессованная шихта)

На примере переработки модельных ВАО графита на воздухе на рис. 1 показан эпизод прохождения волны горения через подпрессованную при 50 МПа шихту, содержащую ~ 7 масс. % смеси имитаторов просыпи – UO_2 , La_2O_3 , Ce_2O_3 , ZrO_2 и CaO .

Основным недостатком предлагаемого метода изоляции ВАО графита от биосферы является увеличение массы и объема отходов, так как иммобилизация ^{14}C и радионуклидов просыпи требует использования необходимых реагентов для формирования устойчивой карбидоксидной матрицы.

УНОС ^{137}Cs ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ МОДЕЛЬНЫХ ВАО ГРАФИТА В РЕЖИМЕ СВС

Представляет интерес поведение при СВС-процессе летучего радионуклида ^{137}Cs . Для этого в СВС-шихту вносили раствор нитрата цезия и термически обрабатывали ее для удаления воды и разложения нитрата. При проведении СВС-процесса проводили оценку доли уноса ^{137}Cs из обрабатываемого материала (табл. 2).

Таблица 2
Унос ^{137}Cs при переработке модельных ВАО графита в режиме СВС

№ опыта	1	2	3	4
Активность ^{137}Cs в СВС-шихте, Бк	$3,3 \cdot 10^6$	$3,8 \cdot 10^6$	$4,5 \cdot 10^6$	$2,5 \cdot 10^6$
Активность ^{137}Cs в СВС-продукте, Бк	$2,9 \cdot 10^6$	$3,1 \cdot 10^6$	$3,6 \cdot 10^6$	$2,0 \cdot 10^6$
Доля унесенного ^{137}Cs	0,12	0,18	0,20	0,20

Из таблицы видно, что в результате кратковременного СВС-процесса при очень высокой температуре в волне горения происходит потеря примерно от 10 до 20 % активности летучего цезия. Для исключения уноса летучих компонентов из зоны реакции химический реактор целесообразно герметизировать при проведении СВС-процесса. Последнее существенно упрощает технологию в части сведения к минимуму образования отходящих газов с радиоактивными аэрозолями.

РЕНТГЕНОФАЗОВЫЙ АНАЛИЗ СВС-ПРОДУКТА ПЕРЕРАБОТКИ МОДЕЛЬНЫХ ВАО ГРАФИТА

Рентгенофазовый анализ СВС-продукта переработки модельного ВАО графита (выполнен специалистами ИГЕМ РАН) показал, что в состав карбидооксидного композита (матрицы) входят все приведенные в уравнении (4) (при $y = 0$) фазы: гранат, корунд и карбид титана (рис. 2). Самостоятельные фазы оксидов-имитаторов просыпи не образуются, так как они входят в структуру Y-Al -граната.

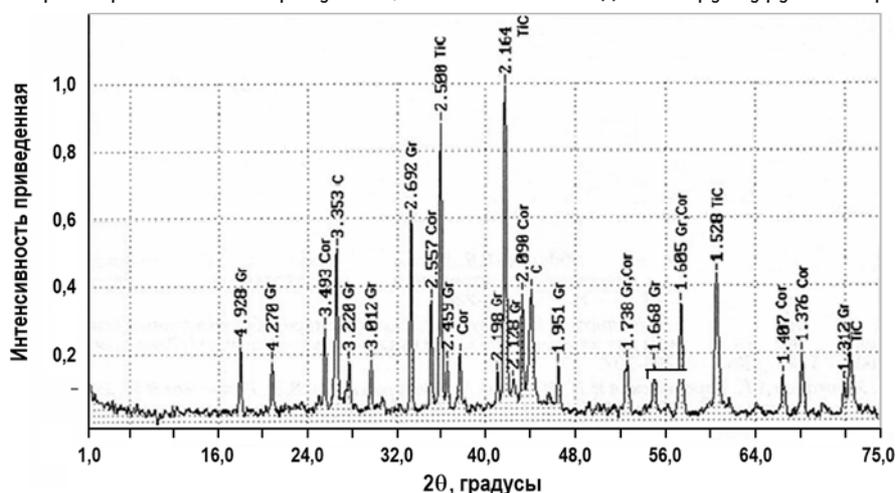


Рис. 2. Дифрактограмма продукта переработки модельных ВАО графита: Gr – гранат; TiC – карбид титана; Cor – корунд; C – графит

ВОДОУСТОЙЧИВОСТЬ ПРОДУКТОВ ПЕРЕРАБОТКИ МОДЕЛЬНЫХ ВАО ГРАФИТА

Прочность фиксации радионуклидов в матрице характеризуется значениями скоростей выщелачивания радионуклидов в воду (R , $\text{г/см}^2 \cdot \text{сут}$). Скорость выщелачивания радионуклидов определялась в соответствии с ГОСТ Р 52126-2003 и вычислялась по формуле

$$R_n^i = a_n^i / (A_0^i \cdot S \cdot t_n),$$

где a_n^i – активность радионуклида, выщелаченного за данный период времени, Бк; A_0^i – удельная активность в исходном образце, Бк/г; S – площадь открытой геометрической поверхности образца, см²; t_n – продолжительность n -го периода выщелачивания, сут.

Цезий вносили в СВС-шихту с азотно-кислым раствором с последующей термической обработкой шихты, уран – в виде порошка диоксида.

Для увеличения открытой поверхности исследуемый продукт переработки модельных ВАО графита – карбидоксидный композит подвергался дроблению и ситовому анализу. Удельную поверхность фракций измеряли методом низкотемпературной газовой адсорбции. Среднее значение удельной поверхности различных фракций продукта переработки равнялось 1,83 м²/г.

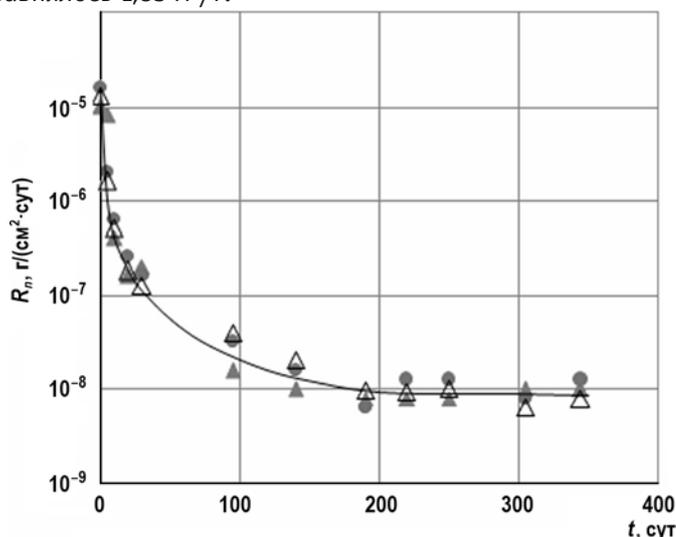


Рис. 3. Скорость выщелачивания ¹³⁷Cs из трех образцов карбидоксидного композита

Таблица 3

Скорость выщелачивания ^{238,235}U из карбидоксидного композита

t, сут	R _n , г/(см ² ·сут)			
	Образец 14	Образец 15	Образец 16	Образец 17
1	5·10 ⁻⁷	1·10 ⁻⁶	1·10 ⁻⁶	6·10 ⁻⁷
4	< 2·10 ⁻⁷	< 4·10 ⁻⁷	< 4·10 ⁻⁷	< 2·10 ⁻⁷
170	< 1·10 ⁻⁸	< 2·10 ⁻⁸	< 2·10 ⁻⁸	< 1·10 ⁻⁸

На рисунке 3 и в таблице 3 приведены результаты определений R ¹³⁷Cs и ^{238,235}U из матрицы в дистиллированную воду при комнатной температуре. Из полученных данных видно, что иммобилизация цезия и урана в карбидоксидную матрицу эффективно изолирует эти радионуклиды от биосферы в соответствии с нормативными показателями НП-019-2000 (¹³⁷Cs – 10⁻⁵–10⁻⁶ г/см²·сут; An – 10⁻⁷ г/см²·сут).

Прочная фиксация урана в матрице связана с его изоморфным внедрением в структуру устойчивого граната, тогда как прочная фиксация ¹³⁷Cs – с возможным образованием устойчивого графитида C_nCs (поглощенная энергия Гиббса $\Delta G^{\circ}_{1000} = -45,41$ и $-97,75$ кДж/мол. Cs при $n = 8$ и 60) в результате взаимодействия графита с цезием, образующимся в высокотемпературной волне горения при диссоциации Cs₂O, присутствующего в шихте.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Изучена технологическая операция кондиционирования высокоактивных отходов графита уран-графитовых реакторов с иммобилизацией трансурановых элементов, продуктов деления и радионуклида ^{14}C в устойчивый карбидоксидный композит. В состав композита (консервирующей матрицы) входят иттрий-алюминиевый гранат, карбид титана и корунд. В структуру граната изоморфно фиксированы оксиды актиноидов и элементов-продуктов деления, в структуру карбида титана – ^{14}C .

Технология переработки отходов основана на дроблении материала, добавлении энерго- и структурообразующих компонентов и твердофазном металлотермическом горении шихты в режиме самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС).

Синтезируемый композит (матрица) надежно изолирует радионуклиды просыпи от биосферы, о чем свидетельствуют низкие величины скоростей выщелачивания из матрицы $^{238,235}\text{U}$ и ^{137}Cs .

Основные преимущества предлагаемой технологии:

- энергосбережение, кратковременный внепечной режим за счет внутренней химической энергии экзотермического процесса;
- одностадийность процесса, отсутствие вторичных радиоактивных отходов, требующих дополнительной переработки;
- высокая водоустойчивость карбооксидной матрицы;
- кратковременность высокотемпературных процессов (2 – 3 мин, > 2000 °С), обеспечивающих полноту химических превращений;
- простота технологического оборудования, включая химический реактор с герметизацией зоны реакции.

Результаты проведенных лабораторных исследований рекомендуется использовать при разработке опытного промышленного оборудования по переработке и обезвреживанию ВАО графита.

Литература

1. Буланенко В.И., Фролов В.В. Радиационные характеристики остатков топлива в кладках снятых с эксплуатации уран-графитовых реакторов // Атомная энергия. – 1995. – Т.78. – Вып.6. – С.396-400.
2. Багаев В.Д., Баранов И.И., Кабанов Ю.И. и др. Снятие с эксплуатации промышленных реакторов сибирского химического комбината // Атомная энергия. – 1996. – Т.80. – Вып.2. – С.71-73.
3. Бушуев А.В., Верзилов Ю.М., Зубарев В.Н. и др. Содержание ^{60}Co в отработавшем графите кладок промышленных реакторов сибирского химического комбината // Атомная энергия, – 1999. – Т.86. – Вып.3. – С.183-188.
4. Бушуев А.В., Верзилов Ю.М., Зубарев В.Н. и др. Экспериментальное изучение радиоактивного загрязнения графитовых кладок промышленных реакторов Сибирского промышленного комбината // Атомная энергия. 2002. Т.92. Вып.6. С.477-485.
5. Корнев С.В., Левунин С.Л., Пряничников А.Г. и др. Исследования радиационных характеристик образцов графита выводимых из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов // Труды IV Российской конференции по радиохимии. Озерск. – 2003. – С.124-125.
6. Бушуев А.В., Алеева Т.Б., Петрова Е.В. и др. Возможность утилизации отработавших графитовых втулок реакторов сибирского химического комбината путем сжигания // Атомная энергия. – 2003. – Т.94. – Вып.2. С.130-138.
7. Шидловский В.В., Мещеряков В.Н., Цыганов А.А. и др. Проблемы обращения с реакторным графитом остановленных промышленных уран-графитовых реакторов СХК // Труды VII международной конференции по безопасности ядерных технологий. Обращение с радиоактивными отходами. Санкт-Петербург, 27 сентября – 1 октября, 2004. – С.480-485.
8. Бушуев А.В., Петрова Е.В., Кожин А.Ф. и др. Исследования радиоактивного загрязнения образцов графита из реакторов АМ // Атомная энергия. 2006. Т.101. Вып.5. С.356-364.
9. Гирке Н.А., Бушуев А.В., Кожин А.Ф. ^{14}C в отработавшем графите уран-графитовых реакторов сибирского химического комбината // Атомная энергия. – 2012. – Т.112. – Вып.1, С.51-53.
10. Василенко И.Я., Осипов В.А., Рублевский В.П. Радиоактивный углерод // Природа, 1992, №12. С.59-65.
11. Мержанов А.Г., Боровинская И.П., Махонин Н.С., Загоржевский В.В., Коновалов Э.Е., Лисица Ф.Д., Старков О.В., Мышковский М.П. Способ переработки твердых высокоактивных гра-

фитсодержащих отходов // Патент РФ №2065220. Зарег. в гос. реестре изобрет. 10.08.96.

12. Коновалов Э.Е., Старков О.В., Мышковский М.П. и др. Переработка реакторного высокоактивного графита в устойчивые карбидооксидные материалы самораспространяющимся высокотемпературным синтезом // Атомная энергия. – 1998. – Т.84. – Вып.3. – С.239-242.

13. Роменков А.А., Туктаров М.А., Пышкин В.П. Беспламенное сжигание РАО в расплаве солей // Безопасность окружающей среды. – 2008. – № 3. – С.44-47.

Поступила в редакцию 11.02.2014 г.

Авторы

Наумов Валерий Сергеевич, старший научный сотрудник, канд. хим. наук

E-mail: vnaumov@ippe.ru

Коновалов Эдуард Евгеньевич, старший научный сотрудник, канд. хим. наук

E-mail: vnaumov@ippe.ru

Ластов Александр Иванович, ведущий инженер-исследователь,

E-mail: vnaumov@ippe.ru

UDC 621.039.7'661.666

CONDITIONING OF HIGH LEVEL REACTOR CORE GRAPHITE WASTE USING SELF-PROPAGATING HIGH TEMPERATURE SYNTHESIS

Konovalev E.E., Naumov V.S., Lastov A.I.

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

ABSTRACT

The decommissioning of uranium-graphite commercial reactor is associated with formation of considerable quantities of radioactive graphite wastes, part of them being of high level class and requiring special safety measures in their long-term isolation from the biosphere. The radioactivity of graphite stacking of the reactor under decommissioning is determined by the products of graphite and its impurities activation, as well as the nuclear fuel elements and fission products penetrating the graphite stacking ("spill") as a result of abnormal situations and events associated with a broken tightness of fuel element and destruction of fuel assembly. The principal radionuclides resulting in graphite activation are ^{14}C , ^3H , and ^{60}Co uniformly distributed over the entire graphite stack. Their specific activity in terms of graphite amounts to $10^8 - 10^9$ Bq/kg. Among the fission products, the largest contribution to the radioactivity is from such radionuclides as ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{147}Pm , ^{151}Sm , and ^{154}Eu and actinides such as $^{238-240}\text{Pu}$, $^{241,243}\text{Am}$, ^{244}Cm . The contribution of the latter to the total activity of transuranium elements in the first years after the reactor is shut down achieves the values exceeding 90%. The specific activity of ^{137}Cs in graphite varies in a wide range from 10^5 to 10^9 Bq/kg depending on the duration of fuel irradiation.

The method of conditioning the HLW of graphite using self-propagating high temperature synthesis proposed in this work (SHT) is an alternative to the methods suggested earlier. The method for conditioning the graphite HLW discussed is a one-stage method, it excludes the formation of secondary wastes, which would also need conditioning. The process does not need energy supply because it develops as out-furnace, owing to the chemical energy release in an exoenergetic self-sustained solid state process.

Actinides of the spill present in the HLW in oxide form are immobilized into stable matrix materials, for example, into the Y-Al garnet, which is considered to be one of the promising materials for immobilization of minor actinides.

X-ray diffraction analysis of the SHT product of processing the model HLW of graphite has shown that the composition of carbide-oxide composite (matrix) predominantly includes phases of garnet, corundum, and titanium carbide. No independent phases of the spill simulators-oxides are formed because they participate in the structure of Y-Al garnet.

Thus, technological operation of conditioning of the high level wastes of graphite from uranium - graphite reactors with immobilization of transuranium elements, fission products of ^{14}C radionuclide in a stable carbide-oxide composite has been studied in this work. Oxides of actinides and elements – fission products are isomorphically fixed in the garnet structure, and ^{14}C is fixed in the structure of titanium carbide. The composite synthesized (matrix) reliably isolates the spill from the biosphere, this is proved by low values of leaching $^{238,235}\text{U}$ and ^{137}Cs from the matrix.

It is recommended to use the results of laboratory studies carried out for the development and designing the experimental industrial equipment for processing and rendering graphite HLW harmless. The technology proposed offers high technical and economic indexes.

Key words: decommissioning, graphite stacking, activation products, fission products, transuranium elements, one-stage process, Y-Al-garnet, corundum, titanium carbide, radionuclide leaching velocity.

REFERENCES

1. Bulanenko V.I., Frolov V.V. Radiation characteristics of fuel residuals in stacking of the shut-down uranium-graphite reactors. *Atomnaya energiya*. 1995, v.78, no. 6, pp.396-400 (in Russian).
2. Bagayev V.D., Baranov I.I., Kabanov Yu.I. et al. Decommissioning of commercial reactors at the Siberian Chemical Combine. *Atomnaya energiya*. 1996, v.80, no. 2, pp.71-73 (in Russian).
3. Bushuyev A.V., Verzilov Yu.M., Zubarev V.N. et al. ^{60}Co contents in spent stacking graphite in commercial reactors at the Siberian Chemical Combine. *Atomnaya energiya*. 1999, v. 86, no. 3, pp.183-188 (in Russian).
4. Bushuyev A.V., Verzilov Yu.M., Zubarev V.N. et al. Experimental studies of graphite stacking radioactive contamination in commercial reactors at the Siberian Chemical Combine. *Atomnaya energiya*. 2002, v. 92, no. 6, pp.477-485 (in Russian).
5. Korenyov S.V., Levunin S.L., Pryanichnikov A.G. et al. Research in radiation characteristics of graphite samples from the commercial uranium-graphite reactors under decommissioning. Transactions of the IV Russian Conference on Radiochemistry. Ozyorsk. 2003, pp.124-125 (in Russian).
6. Bushuyev A.V., Aleeva T.B., Petrova E.V. et al. Possible disposal of spent graphite sleeves from the Siberian Chemical Combine reactors by their incineration. *Atomnaya energiya*. 2003, v. 94, no. 2, pp. 130-138 (in Russian).
7. Shidlovsky V.V., Mescheryakov V.N., Tsyganov A.A. et al. The problems of reactor graphite management at the shut-down commercial uranium-graphite reactors of the Siberian Chemical Combine (SCC). Transactions of the VII International Conference on Nuclear Technology Safety. Radioactive Waste Management. St.Petersburg, September 27 – October 1, 2004, pp. 480-485 (in Russian).
8. Bushuyev A.V., Petrova E.V., Kozhin A.F et al. Research in radioactive contamination of AM reactor graphite samples. *Atomnaya energiya*. 2006, v. 101, no. 5, pp. 356-364 (in Russian).
9. Girke N.A., Bushuyev A.V., Kozhin A.F. ^{14}C in spent graphite of the commercial uranium-graphite reactors at the Siberian Chemical Combine. *Atomnaya energiya*. 2012, v. 112, no. 1, pp. 51-53 (in Russian).
10. Vasilenko I.Ya., Osipov V.A., Rublevsky V.P. Radioactive carbon. *Priroda*, 1992, no. 12, pp.59-65 (in Russian).
11. Merzhanov A.G., Borovinskaya I.P., Manokhin N.S., Zakorzhevsky V.V., Kononov E.E., Lisitsa F.D., Starkov O.V., Myshkovsky M.P. The way to reprocess solid high-level graphite-containing waste. RF Patent №2065220. Registered in the State Register of Inventions on 10.08.96 (in Russian).
12. Kononov E.E., Starkov O.V., Myshkovsky M.P. et al. Reprocessing of reactor high-level graphite into stable carbide-oxide materials by self-propagating high-temperature synthesis. *Atomnaya energiya*. 1998, v. 84, no. 3, pp. 239-242 (in Russian).
13. Romenkov A.A., Tuktarov M.A., Pyshkin V.P. Flameless incineration of radioactive waste in molten salt. *Bezopasnost' okruzhayuscheysredy*. 2008, no. 3, pp. 44-47 (in Russian).

Authors

Naumov Valerij Sergeevich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: vnaumov@ippe.ru

Kononov Eduard Evgen'evich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: vnaumov@ippe.ru

Lastov Alexandr Ivanovich, Leading Engineer-Researcher

E-mail: vnaumov@ippe.ru

СРАВНЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ СТАЦИОНАРНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ НА ОСНОВЕ РЕАКТОРОВ ВВЭР-ТОИ И БН-1200

В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова, А.Ю. Пузаков

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

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



В работе определяются характеристики топливных циклов (ТЦ) стационарной ядерной энергетики (ЯЭ) на основе реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200 с топливом различного состава. Характеристики систем реакторов с частичной или полной переработкой ОЯТ и рециклом плутония сравниваются с характеристиками референсной системы, состоящей только из реакторов ВВЭР-ТОИ с урановым оксидным топливом, работающих в открытом ТЦ.

В качестве характеристик системы рассматриваются

- доля реакторов ВВЭР-ТОИ с урановым оксидным топливом, ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топлива, БН-1200;
- доля МОКС-ТВС в реакторах ВВЭР;
- расход природного урана;
- содержание плутония в МОКС-ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200;
- накопление ОЯТ, плутония и МА.

Для систем с полной переработкой ОЯТ ставилось условие полного замыкания ТЦ по плутонию. Решение уравнений баланса плутония в системе в этом случае определялось методом итераций.

Показано, что в системе, состоящей только из реакторов ВВЭР-ТОИ, полное замыкание ТЦ по плутонию невозможно. При многократном рецикле плутония в этой системе происходит сильная деградация его изотопного состава. Поэтому необходимое содержание плутония в МОКС-ТВС намного превышает величину, допустимую из условия отрицательности пустотного эффекта реактивности.

Введение в систему дополнительно к реакторам ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топлива реакторов БН-1200 с быстрым спектром нейтронов позволяет остановить деградацию изотопного состава плутония при его многократном рецикле и обеспечить величину содержания плутония в МОКС-ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ, не превышающую предел безопасности. При этом потребление природного урана в системе снижается в 2,6 раза по сравнению с референсной системой, накопление ОЯТ и плутония отсутствует.

Ключевые слова: ядерные энергосистемы, ВВЭР-ТОИ, БН-1200, характеристики топливного цикла, замыкание топливного цикла по плутонию, накопление малых актинидов.

© В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова, А.Ю. Пузаков, 2014

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В ближайшие десятилетия развитие ЯЭ в мире и в нашей стране будет реализовываться на основе легководных тепловых реакторов (ЛВР), работающих в открытом топливном цикле. Такое развитие приведет к дальнейшему росту в мире хранилищ ОЯТ с плутонием, представляющим политическую и экологическую проблему. Решение этой проблемы многие видят в переводе всей ЯЭ на быстрые реакторы-бридеры (с $K_B > 1$) в замкнутом топливном цикле с использованием для изготовления стартового топлива плутония из ОЯТ ЛВР. Поскольку переходный период будет довольно длительным – не менее 50-ти лет с учетом срока службы АЭС, то вполне вероятно, что на каком-то этапе может исчезнуть потребность во вводе новых реакторов.

В Западной Европе, где с проблемой стагнации ЯЭ столкнулись уже в 90-е годы прошлого столетия, широко исследовались различные варианты рецикла плутония в виде МОКС-топлива в самих ЛВР [1 – 3]. В некоторых странах сегодня на практике реализован вариант однократного рецикла МОКС-топлива в третьей части активной зоны действующих ЛВР. Такой вариант хотя и позволяет существенно снизить объемы накопления в этих странах урановых ОЯТ, но не решает проблемы полностью. Реализация многократного рецикла плутония в ЛВР оказалась затруднительной по нормам безопасности из-за накопления высших изотопов плутония в МОКС-ОЯТ. В результате проблема хранения урановых ОЯТ ЛВР в этих странах конвертировалась в проблему хранения МОКС-ОЯТ, решение которой вновь видится в рецикле «грязного» плутония в будущих быстрых реакторах.

В нашей стране альтернативные решения проблемы ОЯТ ВВЭР исследуются на пути использования во всей активной зоне ВВЭР так называемого РЕМИКС-топлива из смеси урана и плутония, выделенных из ОЯТ в ходе переработки, с добавлением обогащенного природного урана (содержание U^{235} около 16 – 17%). Расчетные исследования систем ЯЭ с ВВЭР показывают возможность реализации многократного рециклирования РЕМИКС-топлива в ВВЭР [4, 5]. Однако необходимо понимать, что это решение достигается значительным ростом удельных затрат на топливный цикл ВВЭР в сравнении с урановым топливным циклом. Существенно вырастут затраты на изготовление ТВС из «грязного» уран-плутониевого топлива, появятся дополнительные затраты на переработку РЕМИКС-ОЯТ и обращение с ВАО, содержащими увеличенные количества радиотоксичных младших актинидов. При этом оцениваемый эффект в снижении удельных расходов природного урана при переходе от открытого цикла на РЕМИКС-топливо будет незначителен – около 25%. Представляется, что в случае отсутствия перспектив коммерциализации быстрых реакторов значительно более простой и экономически эффективный вариант решения проблемы ОЯТ ВВЭР для нашей страны – это геологическое захоронение ОЯТ.

Цель работы – исследование вариантов решения проблемы ОЯТ ВВЭР в рамках стационарной системы ЯЭ, включающей в себя коммерческие реакторы ВВЭР и БН.

Рассмотрим характеристики систем ЯЭ на основе реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200 с топливами различного состава. Будем считать, что все системы работают в стационарном режиме, т.е. количество реакторов каждого типа, входящих в систему, и суммарная мощность системы со временем не изменяются. В качестве референсной рассмотрим систему, состоящую только из реакторов ВВЭР-ТОИ, работающих на урановом оксидном топливе в открытом топливном цикле (система 1).

Система 2 состоит из реакторов ВВЭР-ТОИ двух типов: а) с урановым оксидным топливом и б) с частичной загрузкой МОКС-топлива. В этой системе производится частичное замыкание топливного цикла по плутонию, при котором все отработавшие ТВС (ОТВС) с урановым топливом перерабатываются, и выделяемый плутоний поступает на изготовление свежих ТВС с МОКС-топливом. ОТВС с МОКС-топливом не

перерабатываются. Соотношение между количеством реакторов обоих типов при заданной доле МОКС-топлива в реакторах с частичной загрузкой определяется из условия равенства количества плутония, выгружаемого из урановых ТВС (UO_2 -ТВС), и плутония, загружаемого в ТВС с МОКС-топливом (МОКС-ТВС).

Система **3** состоит из тех же типов реакторов, что и система **2**, но в отличие от системы **2** в МОКС-ТВС осуществляется многократный рецикл плутония. МОКС-ТВС так же, как и UO_2 -ТВС, перерабатываются, и извлеченный из них плутоний вместе с извлеченным из UO_2 -ТВС поступает на изготовление свежих МОКС-ТВС. Соотношение между количеством реакторов обоих типов так же, как в системе **2**, выбирается из условия баланса выгружаемого и загружаемого плутония.

Система **4** состоит из ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топлива и реакторов БН-1200 с МОКС-топливом. Все ОТВС реакторов обоих типов перерабатываются. Плутоний, выделяемый из UO_2 -ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ и ОТВС БН-1200, поступает на изготовление МОКС-ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ. Плутоний, выделяемый из МОКС-ОТВС реакторов ВВЭР-ТОИ, поступает на изготовление свежих ТВС реакторов БН-1200. Соотношение между количеством реакторов обоих типов и доля МОКС-топлива в реакторах ВВЭР-ТОИ определяются из условий баланса выгружаемого и загружаемого плутония.

Система **5** состоит из реакторов тех же типов, что и система **4**. Отличие заключается в том, что для уменьшения доли быстрых реакторов в системе коэффициент воспроизводства (КВ) в них снижен до единицы за счет уменьшения воспроизводящих экранов. При этом для упрощения задачи считалось, что изотопный состав плутония, нарабатываемого в экранах уменьшенных размеров, такой же, как в экранах проектных размеров, обеспечивающих величину КВ около 1,2.

Система **6** состоит из одних реакторов БН-1200 с КВ, равным единице.

Следует отметить, что каждая из систем **3** – **6** работает в замкнутом по плутонию топливном цикле с полной переработкой ОЯТ. При этом ставится условие их полной сбалансированности по плутонию, т.е. эти системы не должны потреблять его извне и накапливать избыточный. При производстве МОКС-топлива используются только плутоний, выделяемый из ОЯТ, и обедненный уран. Регенерированный уран, младшие актиниды (МА) и продукты деления в свежее МОКС-топливо не поступают.

МЕТОДИКА РАСЧЕТА

Основные характеристики реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200, принятые в расчетах, приведены в табл.1.

Для расчетов характеристик топливных циклов реакторов ВВЭР-ТОИ использовались разработанные в Курчатовском институте (РНЦ-КИ) расчетные модели активных зон с урановым оксидным топливом и частичной загрузкой МОКС-топлива с упрощающими предположениями. Упрощения касались замены нескольких типов урановых ТВС, вводимых для выравнивания распределения мощности, некоторым средним типом ТВС. Кроме того, урановые ТВС в реакторах с полной загрузкой уранового топлива и в реакторах с частичной загрузкой МОКС-топлива были унифицированы. Расчет ТВС производился до заданных средних выгораний.

При изменении состава плутония, загружаемого в МОКС-ТВС, его содержание в топливе выбиралось из условия сохранения энергopotенциала ТВС, которое считалось эквивалентным условию сохранения среднего эффективного коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде, состоящей из МОКС-ТВС с различным выгоранием на конец цикла реактора. Расчет UO_2 - и МОКС-ТВС в процессе выгорания производился с использованием программы WIMS-ABBN [6], представляющей собой модифицированную версию программы WIMS-D4 [7], а также программ AVERAGE и CREDE [8].

Таблица 1

Основные характеристики реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200

Наименование характеристики	ВВЭР-ТОИ	БН-1200
Мощность электрическая, МВт	1255	1200
Мощность тепловая, МВт	3300	2900
Длина межперегрузочного интервала, год	1,5	1,0
КИУМ	0,93	0,90
Количество ТВС в а.з., шт.	163	432
Количество перегружаемых ТВС за перегрузку, шт.	72,5	80
Среднее выгорание топлива, МВт·сут/ кг ТМ		
– UO ₂ -ТВС	51	–
– МОКС-ТВС	48	116
Время выдержки ТВС до переработки, год		
– UO ₂ -ТВС	5,0	–
– МОКС-ТВС	6,0	3,0
Время от переработки топлива до погрузки извлеченного плутония в реактор в составе МОКС-ТВС, год	1,0	1,0

Количество плутония, загружаемого в реактор БН-1200, определялось с использованием методики плутониевых эквивалентов [9] и уточнялось в необходимых случаях путем прямых расчетов выхода реактора в стационарный режим с помощью программы RZA [10] в варианте, привязанном к системе констант БНАБ [11]. Состав выгружаемого плутония определялся с помощью расчетов по программе RZA. При изменении состава загружаемого плутония его содержание в топливе определялось из условия сохранения величины эффективного коэффициента размножения нейтронов в реакторе на конец цикла и длительности цикла.

УСЛОВИЯ БАЛАНСА ПЛУТОНИЯ

В референсной системе реакторов (система 1), работающей в открытом топливном цикле, происходит линейное накопление ОЯТ и находящегося в нем плутония.

В реакторной системе 2 с однократным рециклом плутония в МОКС-ТВС уравнение баланса плутония, выгружаемого из UO₂-ТВС и загружаемого в МОКС-ТВС, может быть записано в следующем виде:

$$N_U \cdot NA_U \cdot g^+ + N_m \cdot NA_m (1 - m) \cdot g^+ = N_m \cdot NA_m \cdot m \cdot g^-_m, \quad (1)$$

где N_U и N_m – количество урановых реакторов и реакторов с частичной загрузкой МОКС-топлива; g^+ – выгрузка плутония из одной UO₂-ТВС; g^-_m – загрузка плутония в одну МОКС-ТВС; m – доля МОКС-ТВС в общем количестве перегружаемых ТВС в реакторе с частичной загрузкой МОКС-топлива (бралась по данным РНЦ-КИ равной 0,41); NA_U и NA_m – количество ТВС, перегружаемых в год в урановом реакторе и реакторе с частичной загрузкой МОКС-топлива.

Уравнение (1) позволяет определить долю реакторов с частичной загрузкой МОКС-топлива в системе, равную $N_m / (N_U + N_m)$, которая будет определять накопление ОЯТ и плутония в системе (в расчете на единицу выработанной электроэнергии).

Для системы 3 с полной переработкой ОЯТ всех ТВС обоих типов и возвратом в цикл всего плутония (в том числе выделенного из ОЯТ МОКС-ТВС) уравнение баланса плутония имеет вид

$$N_U \cdot NA_U \cdot g^+ + N_m \cdot NA_m (1 - m) \cdot g^+ + N_m \cdot NA_m \cdot m \cdot g^+_m = N_m \cdot NA_m \cdot m \cdot g^-_m, \quad (2)$$

где g_m^+ – выгрузка плутония из одной МОКС-ТВС, а остальные характеристики определены ранее.

Для системы 4 условие баланса плутония в стационарном состоянии можно представить системой уравнений

$$N_m \cdot NA_m \cdot m \cdot g_m^+ = N_{fs} \cdot G_{fs}^- , \quad (3)$$

$$N_m \cdot NA_m (1 - m) \cdot g^+ + N_{fs} \cdot G_{fs}^+ = N_m \cdot m \cdot g_m^- ,$$

где N_{fs} – количество реакторов БН-1200 в системе; G_{fs}^- и G_{fs}^+ – ежегодные загрузка и выгрузка плутония из реактора БН-1200. Остальные обозначения определены ранее.

Поскольку, в отличие от системы реакторов 2, в системах 3 и 4 изотопный состав и количество плутония, загружаемого в МОКС-ТВС реакторов ВВЭР и БН-1200 (в системе 4), неизвестны, решение уравнения баланса (2) и системы уравнений (3) осуществляется методом итераций. При этом для системы реакторов 3 определяются изотопный состав и количество плутония, загружаемого в МОКС-ТВС, нуклидный состав выгрузки, доля реакторов с частичной загрузкой МОКС-топлива в системе. Для системы реакторов 4 определяются изотопные составы и количества плутония, загружаемого в МОКС-ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200, и доля реакторов БН-1200 в общем количестве реакторов.

Система реакторов 5 отличается от системы 4 лишь уменьшенными размерами воспроизводящих экранов БН-1200, обеспечивающими уменьшение КВ до единицы. Поэтому для описания баланса плутония система уравнений (3) дополняется уравнением

$$G_{fsf}^- = G_{fsfc}^+ + x \cdot G_{fsfb}^+ , \quad (4)$$

где G_{fsf}^- – ежегодная загрузка делящихся нуклидов (^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu) в реакторах БН-1200; G_{fsfc}^+ , G_{fsfb}^+ – ежегодные выгрузки делящихся нуклидов из активной зоны и воспроизводящих экранов проектных размеров соответственно; x – искомая доля выгрузки делящихся нуклидов из экранов, обеспечивающая равенство КВ единице.

Баланс плутония в системе 6, состоящей только из реакторов БН-1200 с КВ, равным единице, достигается в процессе итерационного решения уравнения (4). При этом определяются состав и количество загружаемого плутония и нуклидный состав выгрузки.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В таблице 2 представлены данные по изотопному составу плутония, выделяемого из ОТВС реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200 в рассмотренных системах реакторов, а также некоторые дополнительные данные. Во всех случаях изотопные составы приводятся с учетом величин выдержки топлива до переработки, оговоренных выше.

Таблица 2

Изотопный состав плутония, выделяемого из ОТВС реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200 в реакторных системах

Источник плутония	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
1	2,54	57,60	21,71	12,39	5,76
2	3,40	46,04	27,99	13,34	9,23
3	4,33	37,14	31,61	11,42	15,45
4	1,87	46,67	31,57	11,60	8,29
5	1,65	59,36	25,79	5,75	7,45
6	0,30	68,72	25,88	3,50	1,60
7	1,21	58,88	28,33	4,88	6,80

В таблице 2 введены обозначения: 1 – урановые ОТВС реактора ВВЭР-ТОИ; 2 – МОКС-ТВС реактора ВВЭР-ТОИ с однократным рециклом плутония из урановых ОТВС (система реакторов 2); 3 – МОКС-ОТВС реактора ВВЭР-ТОИ с многократным рециклом плутония в системе реакторов 3; 4 – МОКС-ОТВС реактора ВВЭР-ТОИ с многократным рециклом плутония в системе 4, состоящей из тепловых и быстрых реакторов; 5 – МОКС-ОТВС реактора БН-1200 с однократным рециклом плутония с начальным составом (2); 6 – МОКС-ОТВС реактора БН-1200 с многократным рециклом собственного плутония в реакторе (асимптотический состав); 7 – МОКС-ОТВС реактора БН-1200 с многократным рециклом плутония в системе реакторов 4.

Сравнение составов 2 и 1 из табл. 2 показывает, что рецикл плутония в реакторе ВВЭР-ТОИ сопровождается деградацией его состава, выраженной в снижении содержания плутония-239 и в увеличении содержания четных изотопов плутония. Дальнейшая деградация состава плутония происходит при его многократном рецикле в системе 3, состоящей только из тепловых реакторов. При этом следует иметь в виду, что в этой системе загрузка МОКС-ОТВС плутонием примерно на 80% формируется за счет плутония, выделяемого из МОКС-ОТВС, а остальное составляет плутоний, выделяемый из урановых ОТВС. Причина такой деградации заключается в высоких значениях отношений сечений радиационного захвата нейтронов к сечениям деления для Pu-239 и Pu-241 в спектре теплового реактора ВВЭР-ТОИ.

Сравнение составов 5 и 2 показывает, что в реакторе БН-1200 происходит, наоборот, улучшение состава загружаемого плутония, выраженного в увеличении доли Pu-239 и снижении доли четных изотопов в выгружаемом плутонии. Предельное улучшение состава плутония, выгружаемого из реактора БН-1200, достигается при его многократном рецикле (см. состав 6). Причина такой трансформации состава плутония в быстром реакторе заключается в улучшении баланса нейтронов в реакторе с быстрым спектром нейтронов по сравнению с тепловым реактором, благодаря которому значительно увеличивается воспроизводство Pu-239 (в том числе за счет использования воспроизводящих экранов). Другая причина заключается в малых величинах отношений сечений радиационного захвата нейтронов к сечению деления для Pu-239 и Pu-241 и значительном сечении деления Pu-240 в спектре реактора.

Сравнение составов 7 и 5, а также 4 и 2 показывает, что в системе реакторов 4 это качество быстрых реакторов позволяет нейтрализовать деградацию состава плутония в МОКС-ТВС тепловых реакторов в процессе многократного рецикла плутония в тепловых и быстрых реакторах.

Результаты расчетов характеристик систем реакторов представлены в табл. 3, где ВU – реактор ВВЭР-ТОИ с урановым оксидным топливом; ВМ – реактор ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топливом; БН – реактор БН-1200 с МОКС-топливом; X_{Pu} – массовая доля плутония в ТВС с МОКС-топливом реакторов ВВЭР или БН; $U_{пр}$ – природный уран.

Накопления плутония и МА приведены на момент выгрузки ОЯТ из бассейнов выдержки. В скобках приведены величины накопления Am-241 с учетом полного распада Pu-241 в ОТВС, не идущих на переработку.

При анализе результатов расчета прежде всего обратим внимание на содержание плутония в МОКС-ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ. Известно [12], что содержание плутония в МОКС-топливе водо-водяных реакторов должно быть менее 12% для обеспечения отрицательной величины пустотного эффекта реактивности. Как видно из таблицы, системы 3 и 5 не удовлетворяют этому условию безопасности и, следовательно, должны быть исключены из рассмотрения. В системе 3 имеет место весьма значительное превышение этого предела, что указывает на невозможность полного замыкания топливного цикла по плутонию в водо-водяных реакторах рассматриваемого типа, по крайней мере, без радикального изменения их конструкции.

Таблица 3

Топливные характеристики различных стационарных систем реакторов

Номер системы	1	2	3	4	5	6
Типы реакторов в системе	ВU	ВU+ВМ 1 рецикл	ВU+ВМ	ВU+ВМ+ +БН(КВ=1,2)	ВU+ВМ+ +БН(КВ=1)	БН (КВ=1)
Доля реакторов в системе ВU/ВМ/БН, %	100/0/0	70,5/29,5/ 0	33,8/66,2/0	0/64/36	0/70/30	0/0/100
Доля МОКС-ТВС в ВВЭР, %	0,0	12,4	27,6	43,0	29,0	–
Расход $U_{пр}$, т/ТВт·ч	19,3	17,1	–	7,47	–	0,0
Накопление ОЯТ, т/ТВт·ч	2,14	0,27	0,0	0,0	0,0	0,0
X_{Pu} в МОКС-ТВС ВМ/БН, %	–/–	9,1/–	16,1/–	11,4/19,7	12,9/20,3	–/18,7
Накопление Pu , кг/ТВт·ч	27,9	17,9	0,0	0,0	0,0	0,0
Накопление МА, кг/ТВт·ч						
– Np	1,60	1,48	–	0,87	–	0,29
– Am	1,51(5,0)	2,82(5,2)	–	6,4	–	2,9
– Cm	0,16	0,38	–	0,83	–	0,21

Следует отметить, что этот вывод не зависит от доли МОКС-топлива в реакторах, так как уравнение (2) фактически определяет соотношение между количеством перегружаемых урановых ТВС и ТВС с МОКС-топливом. При изменении величины m будет изменяться соотношение между количеством урановых реакторов и реакторов с частичной загрузкой МОКС-топлива, а соотношения между количествами урановых и МОКС-ТВС будут оставаться постоянными.

Система 2 с однократным рециклом плутония и система 4 с включением в процесс рецикла плутония реакторов БН-1200 указанному условию удовлетворяют. Интересно отметить, что ухудшение изотопного состава плутония, выгружаемого из реактора БН-1200 с уменьшенными воспроизводящими экранами в системе 5, существенно повлияло на содержание плутония в МОКС-топливе реакторов ВВЭР-ТОИ, увеличив его выше предела безопасности. Рассчитанная в процессе итераций наработка плутония в экранах реактора БН-1200, обеспечивающая равенство КВ единице, оказалась при этом равной примерно 30% от его наработки в экранах проектного размера.

Таким образом, из всех рассмотренных систем реакторов только две удовлетворяют условиям полной переработки ОЯТ и отсутствию накопления плутония: система 4, состоящая из 64 % реакторов ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топлива (43%) и 36% быстрых реакторов БН-1200, и система 6, состоящая только из реакторов БН-1200 с КВ, равным единице, за счет уменьшения воспроизводящих экранов. При этом расход природного урана и работа разделения в системе 4 по сравнению с референсной системой, состоящей из реакторов ВВЭР-ТОИ (UO_2), работающих в открытом цикле, снижается в 2,6 раза, а в системе 6 полностью отсутствуют.

Система 2 с однократным рециклом плутония в МОКС-ТВС является реализуемой (содержание плутония в МОКС-ТВС не превышает 12%); при этом она позволяет сократить накопления ОЯТ в восемь раз по сравнению с референсной. Накопление плутония со-

кращается при этом на 36%. Остающиеся ТВС с МОКС-топливом могут быть переработаны, и выделенный плутоний ухудшенного изотопного состава может быть использован в реакторах на быстрых нейтронах.

Накопление Np во всех реализуемых системах меньше, чем в референсной. При этом в системе **4** оно уменьшено в 1,8 раза, а в системе **6** – в 5,5 раза. Накопление Am в системе **2** с однократным рециклом Pu – в 1,9 раза, а в системе **4** с многократным рециклом Pu в четыре раза больше, чем в референсной. Однако с учетом полного распада $Pu-241$ в переработанном ОЯТ эти показатели становятся близкими. Накопление Am в системе **6**, состоящей из быстрых реакторов, в 1,9 раза больше, чем в референсной, однако с учетом полного распада $Pu-241$ в референсной системе оно становится в 1,7 раза меньше по сравнению с референсной.

Накопление Cm увеличивается в системах с рециклом плутония в МОКС-ТВС тепловых реакторов, при этом в системе **4** оно увеличивается в пять раз по сравнению с референсной системой, что является «платой» за многократный рецикл плутония в этих ТВС. Однако, как видно из табл. 1, многократный рецикл плутония в МОКС-ТВС быстрых реакторов системы **6** увеличивает накопления Cm по сравнению с референсной системой всего на 30%.

Кроме рассмотренных выше систем реакторов может быть рассмотрена еще система, состоящая из реакторов ВВЭР-ТОИ с урановым топливом и реакторов БН-1200 без воспроизводящих экранов, в которых осуществляется многократный рецикл плутония. Эта система также может удовлетворять требованию полного замыкания топливного цикла по плутонию. Расчеты характеристик ТЦ такой системы не проводились, однако сделанные оценки показывают, что доля быстрых реакторов в ней должна составлять около 70 %.

В заключение можно высказать предположение, что быстрые реакторы придут на рынок электроэнергии, когда будет сформирован большой парк тепловых реакторов. При этом, возможно, цена природного урана еще не возрастет настолько, чтобы сделать реакторы типа ВВЭР-ТОИ неконкурентоспособными с реакторами типа БН-1200. Однако будет остро стоять проблема уменьшения накопленного объема ОЯТ и ликвидации наработанного плутония. В этой ситуации реакторы типа БН-1200 могут получить дополнительное основание к распространению, так как кроме производства электроэнергии они будут играть роль конвертеров «плохого» плутония, нарабатываемого реакторами типа ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топливом, в «хороший» и сделают возможным полное замыкание ТЦ по плутонию. Очевидно, что в такой системе характеристики реакторов типа БН и ВВЭР с частичной загрузкой МОКС-топлива должны определяться из условия оптимизации характеристик ТЦ всей системы реакторов. В частности, эффективность органов СУЗ в реакторах с быстрым спектром нейтронов должна быть достаточной для безопасной работы с топливом, в котором изотопный состав загружаемого плутония соответствует составу, формирующемуся в системе тепловых и быстрых реакторов. Для улучшения безопасности реакторов ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топлива желательным является уменьшение содержания плутония в них путем увеличения кратности перегрузок МОКС-ТВС (в настоящее время принята равной двум).

Литература

1. *Wiese H.W.* Investigation of the nuclear inventories of high exposure PWR-mixed oxide fuels with multiple recycling of self generated plutonium // Nucl. Technol. -Vol. 102. -April 1993. -PP. 68-80.
2. *Languille A., Garnier J.C., Verrier D., Sunderland R.E., Kiefhaber E., Newton T.* CAPRA Core Studies-the Oxide Reference Option, Proc. GLOBAL '95, Versailles, France. -1995.-Vol. 1. -P. 874.
3. *Baets U., Raedt Ch.* De Limitations of actinide recycle and fuel cycle consequences: a global analysis. // Nuclear Engineering and Design -1997. - Vol. 168. -PP. 191- 201.
4. *Fedorov Yu. S., Bibichev B.A., Zil'berman B.Ya., Kudryavtsev E.G.* Use of recovered uranium and plutonium in thermal reactors.// At. Energy. -2005. -Vol. 99. -PP. 572-576.
5. *Alekseev P.N., Bobrov E.A., Chibinyaev A.V., Teplov P.S., Dudnikov A.A.* Variants of the perspective closed fuel cycle, based on Regenerated Mixture – Technology, combining use of thermal and fast

- reactors. // Progress in Nuclear Energy. – April 2014. – Vol. 72. – PP. 126–129.
6. Nikolaev M., Tsiboulia A., Gerdev G., Rozhikhin E., Koscheev V. Updating, Supplementing and Validation of the WIMS-D4 Group Constant Set: S&T Report. French-Russian Seminar. Obninsk, April 24 - 25, 1995.
7. Askew J.R., Fayers E.J., Kemshell P.B. A General Description of the Lattice Code WIMS // J. Brit. Nucl. Soc., -1966. - Vol. 5. -P. 564.
8. Neutronics Benchmarks for the Utilization of Mixed-Oxide-Fuel: Joint U.S./Russian Progress Report for Fiscal Year 1997. Vol. 3 – Calculations Performed in the Russian Federation. ORNL/TM-13603. –1998. – PP. 6 – 8.
9. Яценко А.М., Чебесков А.Н., Каграманян В.С., Калашников А.Г. Методика эквивалентирования плутония различного изотопного состава применительно к системным исследованиям в атомной энергетике. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012, – №1. – С. 31-41.
10. Артемьев Н.И., Декусар В.М., Калашников А.Г., Мосеев А.Л. RZA – комплекс программ многогруппового расчета двумерного реактора в областях замедления и термализации нейтронов с учетом выгорания. Препринт ФЭИ-1679,1985.
11. Групповые константы для расчета реакторов и защиты / Под ред. Николаева М.Н. – М.: Энергоиздат. 1981.
12. Le Mer J., Carzenne C, Lemasson D. France EDF Research Scenarios for Closing the Plutonium Cycle. International Conference of Fast Reactors and Related Fuel Cycles. Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13, 4-7 March 2013, Paris, France. Paper N IAEA-CN-199-292.

Поступила в редакцию 03.07.2014 г.

Авторы

Каграманян Владимир Семенович, советник директора, кандидат техн. наук
E-mail: kagramanyan@ippe.ru

Калашников Александр Григорьевич, ведущий научный сотрудник, кандидат техн. наук
E-mail: kalag@ippe.ru

Капранова Эльвира Николаевна, старший научный сотрудник

Пузаков Алексей Юрьевич, аспирант

UDC 621.039.526

COMPARISON OF FUEL CYCLES CHARACTERISTICS FOR NUCLEAR ENERGY SYSTEMS BASED ON VVER-TOI AND BN-1200 REACTORS

Kagramanian V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Puzakov A.Y.

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

ABSTRACT

The aim is to determine the characteristics of the fuel cycle (FC) based on stationary nuclear power system based on VVER-TOI and BN-1200 reactors with fuel of different composition. Characteristics of reactor systems with partial or complete SNF reprocessing and recycling of plutonium are compared to those of the reference system consisting only of VVER-TOI with uranium oxide fuel, operating in an open FC.

The following characteristics of the system are considered:

- reactor shares (VVER-TOI with uranium oxide fuel, VVER-TOI with partial loading of MOX-fuel, BN-1200);
- share of MOX-fuel assemblies in VVER reactors;
- consumption of natural uranium;
- plutonium content into MOX- VVER-TOI and BN-1200 fuel;
- accumulation of spent nuclear fuel, plutonium and MA.

For systems with a fully closed fuel cycle, a condition of complete balance of plutonium production and consumption was set. Solving equations of the balance of plutonium in the system in this case is determined by iteration.

It is shown that in a system consisting only of VVER-TOI, complete closure of FC with plutonium multiple recycling is impossible. With multiple recycling, plutonium isotopic composition in this system is strongly degraded. Therefore, the required content of plutonium in MOX fuel far exceeds the amount of the permissible conditions of negative void reactivity effect. Introduction BN-1200 fast neutron reactors to the system in addition to VVER-TOI with partial loading of MOX-fuel is used to stop the degradation of the isotopic composition of plutonium in its multiple recycling and to ensure that the value of plutonium in MOX-VVER-TOI does not exceed the safety margin. As a result, consumption of natural uranium is reduced 2.6 times compared with the reference system, with no accumulation of spent fuel and plutonium in the system.

Key words: nuclear energy systems, VVER-TOI, BN-1200, fuel cycles, plutonium recycle, minor actinides accumulation.

REFERENCES

1. Wiese H.W. Investigation of the nuclear inventories of high exposure PWR-mixed oxide fuels with multiple recycling of self generated plutonium, *Nucl. Technol.* 102 (April 1993), pp. 68-80.
2. Languille A., Garnier J.C., Verrier D., Sunderland R.E., Kiefhaber E., Newton T. CAPRA Core Studies- the Oxide Reference Option, Proc. GLOBAL'95, Versailles, France. 1995, v. 1, p. 874.
3. Baets U., Raedt Ch. De Limitations of actinide recycle and fuel cycle consequences: a global analysis. *Nuclear Engineering and Design* 168 (1997), pp. 191- 201.
4. Yu. S. Fedorov, B.A. Bibichev, B.Ya. Zil'berman, E.G. Kudryavtsev. Use of recovered uranium and plutonium in thermal reactors. *At. Energy*, 99 (2005), pp. 572-576.
5. Alekseev P.N., Bobrov E.A., Chibinyaev A.V., Teplov P.S., Dudnikov A.A. Variants of the perspective closed fuel cycle, based on Regenerated Mixture – Technology, combining use of thermal and fast reactors. *Progress in Nuclear Energy*, v. 72, April 2014, pp. 126-129.
6. Nikolaev M., Tsiboulia A., Gerdev G., Rozhikhin E., Koscheev V. Updating, Supplementing and Validation of the WIMS-D4 Group Constant Set: S&T Report. French-Russian Seminar. Obninsk, April 24-25, 1995.
7. Askew J. R., Fayers E. J., Kemshell P. B. A General Description of the Lattice Code WIMS: J. Brit. Nucl. Soc, 5, 564 (1966).
8. Neutronics Benchmarks for the Utilization of Mixed-Oxide-Fuel: Joint U.S./Russian Progress Report for Fiscal Year 1997. v. 3 - Calculations Performed in the Russian Federation. ORNL/TM-13603. pp. 6 - 8. 1998.
9. Yatsenko A.M., Chebeskov A.N., Kagramanian V.S., Kalashnikov A.G. Metodika ekvivalentirovaniya plutoniya razlichnogo izotopnogo sostava primenitel'no k sistemnym issledovaniyam v atomnoj energetike [Plutonium equivalence method in relation to system researches in nuclear power]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 1, pp. 31-41.
10. Artem'ev N.I., Dekusar V.M., Kalashnikov A.G., Moseev A.L. RZA – kompleks program mnogogruppovogo raschyota dvumernogo reaktora v oblasti zamedleniya i termalizatsii nejtronov s uchyotom vygoraniya. Preprint GNC RF-FEI-1679, 1985. [RZA-code complex of multigroup reactor calculation in moderation and thermalization neutrons regions taking into account burning out. IPPE Preprint-1679]. Obninsk, FEI Publ., 1985 (in Russian).
11. Gruppye konstanty dlya raschyota reaktorov i zaschity [Group constants for calculation of reactor and shields]. Pod red. M.N. Nikolaeva, Moscow. Energoizdat Publ., 1981 (in Russian).
12. Le Mer J., Carzenne C, Lemasson D. France EDF Research Scenarios for Closing the Plutonium Cycle. International Conference of Fast Reactors and Related Fuel Cycles. Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13, 4-7 March 2013, Paris, France. Paper NIAEA-CN-199-292.

Authors

Kagramanian Vladimir Semyonovich, Director Adviser, Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: kagramanyan@ippe.ru

Kalashnikov Aleksandr Grigor'evich, Lead Researcher, Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: kalag@ippe.ru

Kapranova El'vira Nikolaevna, Senior researcher

Puzakov Alexey Yurievich, Postgraduate student

ОЦЕНКА УВЕЛИЧЕНИЯ ПРОИЗВОДСТВА ^{131}I ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ТЕЛЛУРОВЫХ МИШЕНЕЙ УСОВЕРШЕНСТВОВАННОЙ КОНСТРУКЦИИ НА РЕАКТОРЕ ВВР-ц

О.Ю. Кочнов, В.В. Колесов, Р.В. Фомин, Г.М. Жердев

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



Проблема увеличения производства радионуклида ^{131}I в медицинских целях по-прежнему актуальна. Основным потребителем этого продукта в Европейском регионе РФ является МРНЦ (Обнинск). Собственное производство в Обнинском филиале ФГУП «Институт физической химии им. Карпова» является недостаточным и требует дополнительных поставок ^{131}I из НИИАР (Димитровград). Но поскольку период полураспада ^{131}I составляет всего восемь дней, его транспортировка на большие расстояния становится нецелесообразной. Поэтому увеличение производства этого радионуклида в Обнинском филиале Института физической химии может принести значительный экономический эффект.

Разработана новая конструкция мишени для производства ^{131}I . Однако до сих пор не было сделано сравнительных оценок эффективности стандартной и модифицированной мишеней.

Выполнена оценка производства ^{131}I для обеих мишеней при облучении их в реакторе ВВР-ц. Показано, что новая мишень обеспечивает значительное (примерно в три раза) увеличение производства.

Исследована замена алюминиевого сплава оболочки мишени на оболочку из нержавеющей стали и обнаружено 20%-ное снижение выхода ^{131}I . Сравнение рассчитанного выхода ^{131}I с реально извлекаемым показывает, что суммарный выход ^{131}I может быть существенно увеличен.

Ключевые слова: реактор ВВР-ц, теллуровая мишень, наработка ^{131}I .

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время расширение производства радионуклида медицинского назначения ^{131}I по-прежнему является актуальным. ^{131}I ($T_{1/2} = 8.02$ сут, $E_{\beta} = 0.607$ МэВ (вероятность – 89.9%), $E_{\gamma} = 364$ кэВ (вероятность – 82%)) используется в качестве радиоактивной метки для диагностики широкого спектра онкологических заболеваний (щитовидная железа, печень, сердце и т.д.), а также для терапии некоторых видов опухолей. Развитие производства йодных радиофармпрепаратов представлено на рис. 1. Основным потребителем продукции в европейском регионе является

© О.Ю. Кочнов, В.В. Колесов, Р.В. Фомин, Г.М. Жердев, 2014

ся онкологический центр МРНЦ РАМН (г. Обнинск). Несмотря на рост производства в НИФХИ им. Л.Я. Карпова йодных препаратов, спрос на них превышает предложение и требуются дополнительные поставки ^{131}I из ГНЦ РФ-НИИАР. С другой стороны, в силу того, что период полураспада ^{131}I составляет всего восемь дней, перевозка его на дальние расстояния становится нерентабельной. Поэтому увеличение наработки этого изотопа в филиале НИФХИ им. Л.Я. Карпова (г. Обнинск) может принести заметный экономический эффект.

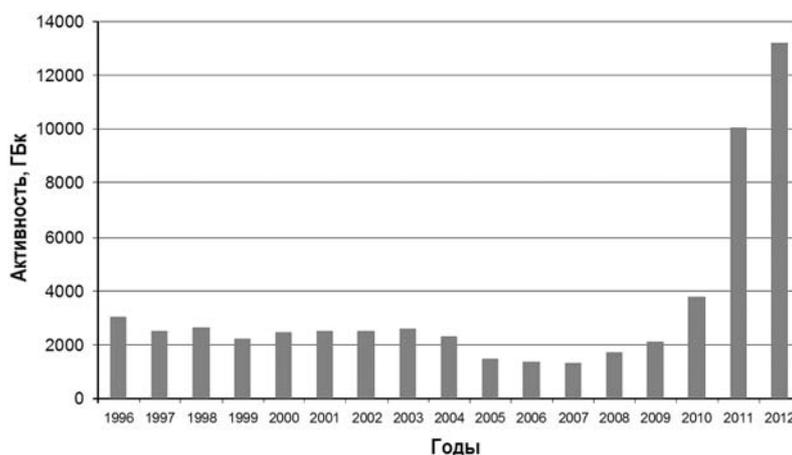


Рис. 1. Производство радиофармпрепаратов на основе ^{131}I в НИФХИ им. Л.Я. Карпова

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Увеличение производства ^{131}I может быть обеспечено несколькими и способами:

- расширением общего количества облучаемых мишеней при увеличении числа экспериментальных каналов и облучательных устройств в активной зоне реактора ВВР-ц;
- облучением мишеней с последующим возвратом на переработку из других исследовательских реакторов (например, ИВВ-2М г. Заречный) и атомных станций (например, ЛАЭС);
- установкой мишеней в повышенном нейтронном потоке (например, в нейтронных ловушках) и т.д.

Все эти способы используются, однако каждый из них имеет преимущества и недостатки. Основное внимание при этом может уделяться модернизации конструкции мишеней, располагающихся в технологическом канале в активной зоне реактора.

В предлагаемой работе с помощью расчетных моделей предполагалось решить вопрос о целесообразности модернизации мишеней для наработки ^{131}I . В результате для предприятия-производителя радионуклидов станет понятен путь наиболее эффективного расширения производства.

Сформулируем основные требования к мишени:

- мишень должна помещаться в перфорированный блок-контейнер с внутренним диаметром 54 мм;
- диаметр мишени ограничен 30-миллиметровой технологической установкой извлечения ^{131}I ;
- мишень состоит из отдельных таблеток, находящихся в герметичных кварцевых ампулах и выдерживающих режимы облучения. Размер технологических выступающих «хвостовиков» должен быть минимальным.

В начале производства мишень представляла собой набор кварцевых ампул, по-

мещенный в перфорированный блок-контейнер. Мишень устанавливалась в глухой вертикальный экспериментальный канал с естественным охлаждением на периферии активной зоны. Использование таких мишеней (рис. 2) не позволяло существенно увеличить производство ^{131}I , поэтому в 2012 г. была предложена новая усовершенствованная мишень с увеличенной загрузкой исходного сырья ^{130}Te , что позволило увеличить производство более чем в шесть раз.

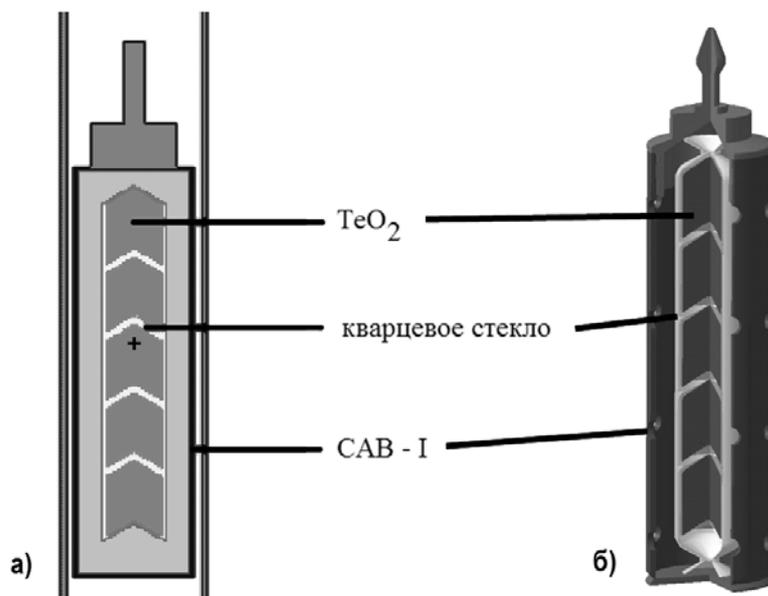


Рис. 2. а). Модель первоначальной мишени для наработки ^{131}I , используемая в расчетах. б). Первоначальная мишень для наработки ^{131}I

Однако и этого оказалось недостаточно, поэтому в работе оценивалась возможность замены в модернизированной мишени материала оболочки. Переход на новую оболочку позволит увеличить температуру в печи для выделения ^{131}I , что приведет к существенно большему выходу йода (более чем в два раза) без плавления оболочки. Увеличивается также навеска исходного материала за счет исключения кварцевого стекла.

На рисунке 3 приводится модель модернизированной мишени для наработки ^{131}I .

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В работе [1] была представлена модель активной зоны реактора ВВР-ц, позволяющая, в частности, проводить расчетные исследования по улучшению наработки радионуклидов в технологических каналах. На основании этой модели можно проводить сравнение различных мишеней с точки зрения их эффективности для наработки ^{131}I с использованием программ MCNP [2] и VisualBurnOut [3].

Нами были проведены расчеты выхода ^{131}I в первоначальной (рис. 2 а) и модернизированной (рис. 3 а) мишенях, помещаемых в технологические каналы 1-1 и 1-4 реактора ВВР-ц в процессе кампании.

Кампания реактора ВВР-ц составляет 100 часов в неделю с последующей остановкой для расхолаживания, перегрузки топлива, мишеней и других технологических операций. Обычно мишень находится в канале реактора в течение двух кампаний. Таким образом, мишень 100 часов облучается в канале реактора при работе его на номинальной мощности 10 МВт, перерыв в работе реактора (выдержка мишени в экспериментальном канале без потока нейтронов) составляет 68 часов и затем еще

100 часов мишень снова облучается в канале реактора при его работе на номинальной мощности. Сразу после этого мишень отправляется на переработку.

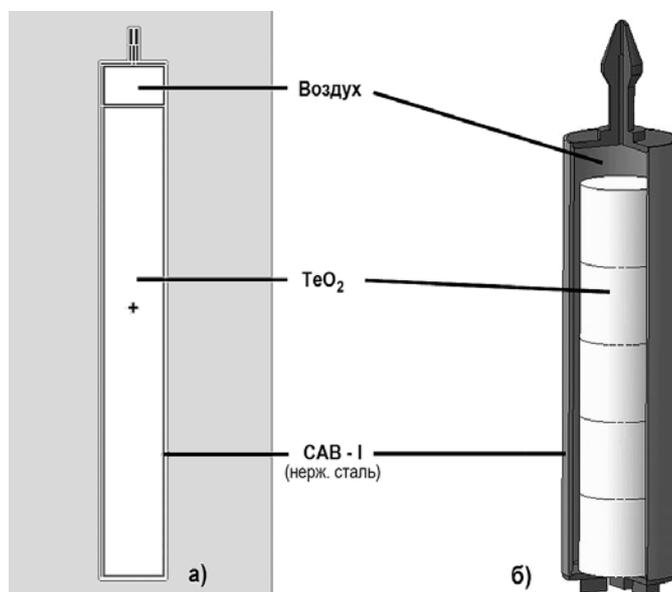


Рис. 3. а). Модель модернизированной мишени для наработки ^{131}I , используемая в расчетах.
б). Модернизированная мишень для наработки ^{131}I

Основная цепочка реакций, приводящих к образованию ^{131}I , показана на рис. 4.

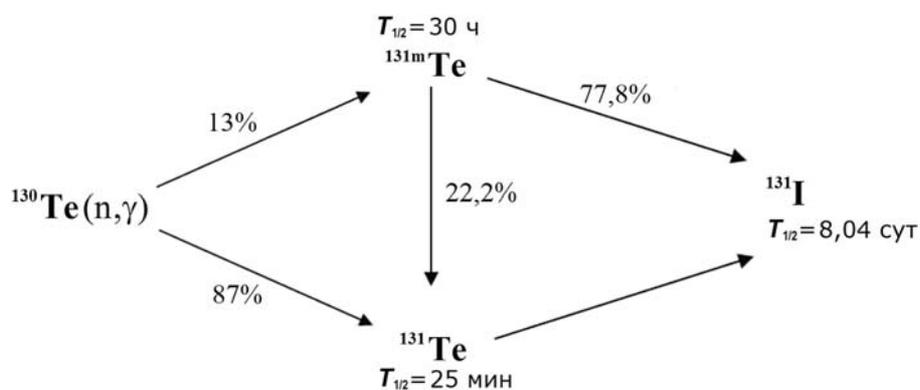


Рис. 4. Основная цепочка реакций, приводящих к образованию ^{131}I

Прежде чем перейти к оценкам выработанной активности в первоначальной и модернизированной мишенях сравним имеющиеся ядерные данные, которые могут быть использованы при проведении расчетов.

В настоящее время существует достаточно большое количество оцененных нейтронных данных, которые могут быть использованы для расчетов выхода ^{131}I при выдержке двуоксида теллура в потоке нейтронов. Будем использовать оценку, приведенную в библиотеке JENDL-3.2 (1990 г.), и более новую оценку ENDF/B-VII.1 (2011 г.).

Одногрупповые константы, полученные с использованием этих данных для реакции (n, γ) на ^{130}Te , которая и определяет скорость накопления ^{131}I , различаются почти на 30% (табл. 1).

Таблица 1

Сравнение одnogрупповых констант, рассчитанных по различным библиотекам

Реакция	¹³⁰ Te		¹³¹ I	
	JENDL-3.2	ENDF/B-VII.1	JENDL-3.2	ENDF/B-VII.1
(n, γ), барн	0.085	0.060	24.36	24.63

Рассмотрим далее, к каким различиям в ядерных концентрациях ¹³¹I это может привести. В работе [4] приводятся ядерные концентрации ¹³¹I для различных времен выдержки и значений параметра жесткости спектра (отношение надтеплого потока нейтронов к тепловому). Поскольку зависимость ядерных концентраций ¹³¹I практически линейно зависит от параметра жесткости спектра (табл. 42.1 в [4], $N(^{131}\text{I}) = 0.64 + \gamma$, где γ – параметр жесткости спектра), то мы экстраполировали приведенные в табл. 42.1 значения к параметру жесткости спектра, равному 0.6, который соответствует реактору ВВР-ц. В таблице 2 приведены результаты расчетов по двум библиотекам в сравнении с результатами из работы [4] для плотности потока нейтронов, равной $10^{14} \text{ c}^{-1} \text{ см}^{-2}$.

Таблица 2

Ядерные концентрации ¹³¹I (1/см³) для различных времен выдержки двуокиси теллура

Дни	VisualBurnOut JENDL-3.2	VisualBurnOut ENDF/B-VII.1	Результаты из [4]
3	$1.24 \cdot 10^{16}$	$0.88 \cdot 10^{16}$	$1.25 \cdot 10^{16}$
6	$2.21 \cdot 10^{16}$	$1.57 \cdot 10^{16}$	$2.24 \cdot 10^{16}$
9	$2.96 \cdot 10^{16}$	$2.10 \cdot 10^{16}$	$3.02 \cdot 10^{16}$
12	$3.54 \cdot 10^{16}$	$2.50 \cdot 10^{16}$	$3.62 \cdot 10^{16}$

Таким образом, наблюдается значительное расхождение в концентрациях ¹³¹I, получаемых по различным библиотекам. При этом отмечается хорошее совпадение результатов, полученных по библиотеке JENDL-3.2 и приведенных в работе [4]. Однако следует заметить, что результаты, приведенные в [4], получены давно и без ссылки на используемые библиотеки.

Перейдем теперь непосредственно к расчетам наработки ¹³¹I в экспериментальных каналах реактора ВВР-ц для реальной кампании. Полученные по программе VisualBurnOut результаты с использованием файлов из библиотеки JENDL-3.2 сравнивались (для случая оболочки из сплава САВ-1) с результатами, полученными по программе ORIGEN-S (комплекс СКАЛА, файлы из библиотеки РОСФОНД) [5]. Главным отличием этих программ является процедура подготовки одnogрупповых констант. В таблице 3 приводятся результаты расчетов для экспериментального канала 4-1 реактора ВВР-ц для алюминиевого сплава САВ-1 в качестве оболочки модернизированной мишени (программы VisualBurnOut и ORIGEN-S), а в табл. 4 – для оболочки из стали 12X18H10T (программа VisualBurnOut).

Значительные различия (порядка 35%, см. табл. 3) в расчетах по двум программам объясняются, возможно, резонансной структурой теллура, например, изотоп ¹²³Te имеет сильный резонанс при энергии 2.33 эВ (50000 барн). Несмотря на то, что его доля в естественной смеси теллура составляет всего около 1%, это приводит к сильному провалу в нейтронном потоке (рис. 5), который сказывается на подготовке одnogрупповых констант. Недостаточный учет этого провала приводит к завышению сечений, что и наблюдается реально. Сечение реакции (n, γ) на ¹³⁰Te с использованием библиотеки ENDF/B-VII.1 при таком подходе составило 0.1 барн (против 0.06 барн в наших расчетах по

ENDF/B-VII.1 и 0.085 барн по библиотеке JENDL-3.2). Одногрупповые константы для программы ORIGEN-S были получены с помощью свертки плотности потока нейтронов по 299-групповому спектру, полученному в программе MCNP, что, вероятно, не обеспечило полный учет блокировок.

Таблица 3

Сравнение результатов расчета накопления ^{131}I в реакторе ВВР-ц, полученных по программам VisualBurnOut (файлы из библиотеки JENDL-3.2) и ORIGEN-S для случая оболочки из сплава САВ-1

	VisualBurnOut	ORIGEN-S
Концентрация ^{131}I ($1/\text{см}^3$)	$2.56 \cdot 10^{16}$	$3.37 \cdot 10^{16}$
Активность (Ки)	191.4	252.0

Таблица 4

Результаты расчета накопления ^{131}I в реакторе ВВР-ц, полученные по программе VisualBurnOut (файлы из библиотеки JENDL-3.2) для случая оболочки из стали 12X18H10T

	VisualBurnOut
Концентрация ^{131}I ($1/\text{см}^3$)	$2.29 \cdot 10^{16}$
Активность (Ки)	171.1

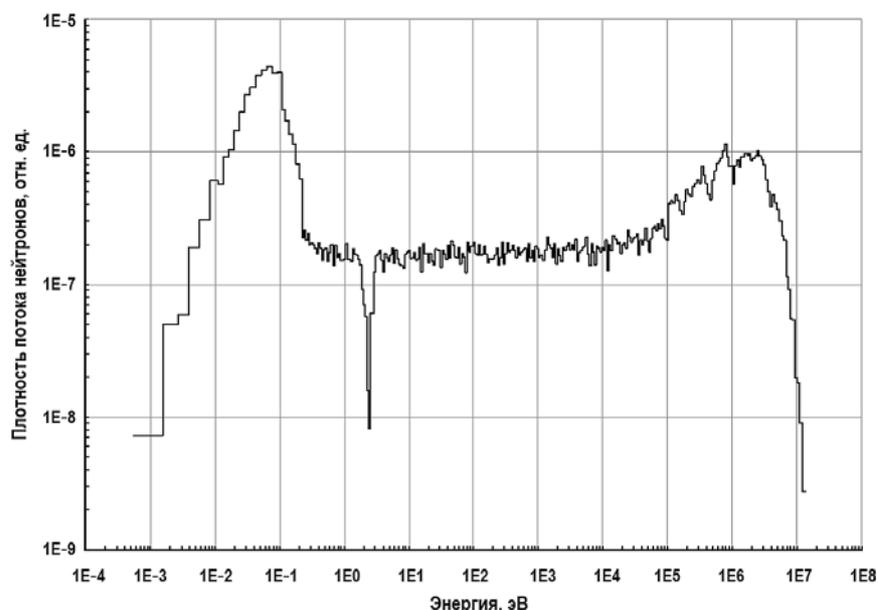


Рис. 5. Спектр нейтронов двуокси теллура (в относительных единицах на один нейтрон деления)

Для сравнения (табл. 5) нами были проведены расчеты наработки йода в первоначальной мишени, использовавшейся до недавнего времени. Расчеты проводились в каналах 1-4 и 1-1. В расчетах учитывалось, что модернизированная мишень состояла из пяти блоков.

Эксперименты, проведенные в 2013 г. с модернизированной мишенью, показали относительное увеличение выхода ^{131}I более чем в два раза. Расчетные исследования дают более чем трехкратное увеличение выхода. Полное извлечение суммарной удельной активности при переработке мишеней не достигается из-за технологических сложностей. Этим и объясняется тот факт, что расчеты показывают большее увеличение выхода для модернизированной мишени. Таким образом, необходимо

проводить дальнейшие исследования по конфигурации и геометрии мишени, а также совершенствование оборудования для максимально возможного извлечения радионуклида ^{131}I .

Таблица 5

Результаты расчета накопления ^{131}I в реакторе ВВР-ц, полученные по программе VisualBurnOut (файлы из библиотеки JENDL-3.2) для первоначальной и модернизированной мишеней и оболочки из САВ-I

№ блока снизу вверх	Первоначальная мишень							
	Канал 4-1				Канал 1-1			
	Поток в канале, $10^{13} \text{ н}\cdot\text{с}^{-1}\cdot\text{см}^{-2}$ (расчет)	Поток в канале, $10^{13} \text{ н}\cdot\text{с}^{-1}\cdot\text{см}^{-2}$ (эксперимент)	Концентрация ^{131}I , $10^{16} \text{ л}/\text{см}^3$	Активность, Ки	Поток в канале, $10^{13} \text{ н}\cdot\text{с}^{-1}\cdot\text{см}^{-2}$ (расчет)	Поток в канале, $10^{13} \text{ н}\cdot\text{с}^{-1}\cdot\text{см}^{-2}$ (эксперимент)	Концентрация ^{131}I , $10^{16} \text{ л}/\text{см}^3$	Активность, Ки
1	-	-	2.35	9.30	-	-	2.35	9.68
2	-	-	2.67	10.56	-	-	2.56	10.10
3	-	-	3.00	11.86	-	-	2.95	11.65
4	-	-	3.49	13.79	-	-	3.27	12.93
5	-	-	3.98	15.73	-	-	3.75	14.82
Среднее по блокам	-	-	3.10	-	-	-	3.00	-
Сумма	7.4	7.3	-	61.2	6.6	6.6	-	59.2
№ блока снизу вверх	Модернизированная мишень							
	Канал 4-1				Канал 1-1			
	Поток в канале, $10^{13} \text{ н}\cdot\text{с}^{-1}\cdot\text{см}^{-2}$ (расчет)	Поток в канале, $10^{13} \text{ н}\cdot\text{с}^{-1}\cdot\text{см}^{-2}$ (эксперимент)	Концентрация ^{131}I , $10^{16} \text{ л}/\text{см}^3$	Активность, Ки	Поток в канале, $10^{13} \text{ н}\cdot\text{с}^{-1}\cdot\text{см}^{-2}$ (расчет)	Поток в канале, $10^{13} \text{ н}\cdot\text{с}^{-1}\cdot\text{см}^{-2}$ (эксперимент)	Концентрация ^{131}I , $10^{16} \text{ л}/\text{см}^3$	Активность, Ки
1	-	-	1.75	26.34	-	-	1.52	22.86
2	-	-	2.16	32.53	-	-	2.04	30.66
3	-	-	2.45	36.92	-	-	2.47	37.19
4	-	-	2.97	44.60	-	-	2.80	42.13
5	-	-	3.29	49.50	-	-	3.29	49.54
Среднее по блокам	-	-	2.53	-	-	-	2.43	-
Сумма	7.4	7.3	-	190	6.6	6.8	-	182

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетов показывают существенное практически трехкратное увеличение в модернизированной мишени накопления общей активности целевого радионуклида ^{131}I , хотя удельная концентрация ^{131}I в первоначальной мишени немного (около 20%) уменьшается, вероятно, вследствие изменения характери-

стик нейтронного газа внутри мишени.

При замене оболочки из САВ-1 на нержавеющую сталь уменьшается вероятность разгерметизации мишени с последующей утечкой ^{131}I , что является большим преимуществом. Следует, однако, отметить уменьшение до 10% суммарного выхода ^{131}I при такой замене, вероятно, из-за поглощения части нейтронов в оболочке из стали, но при более полном извлечении целевого радионуклида суммарный выход ^{131}I может быть существенно увеличен

Таким образом, для реактора ВВР-ц существует трехкратный резерв увеличения наработки изотопа медицинского назначения ^{131}I для производства радиофармпрепаратов. Себестоимость препарата существенно снизится, что сделает более доступными для населения медицинские услуги по диагностике и терапии онкозаболеваний.

Литература

1. Колесов В.В., Кочнов О.Ю., Волков Ю.В., Украинцев В.Ф., Фомин Р.В. Создание прецизионной модели реактора ВВР-ц для последующей оптимизации его конструкции и наработки ^{99}Mo и других радионуклидов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №.4. – С. 129-133.
2. Judith F., Briesmeister, Ed. «MCNP – A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport. Version 3A», LANL report LA7396-M, Rev.2, 1986.
3. VisualBurnOut. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ №2009617021. Зарегистрировано в Реестре программ для ЭВМ 9 декабря 2009 г.
4. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 575 с.
5. Hermann O.W. and Westfall R.M. ORIGEN-S, Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms. ORNL, MARTIN MARIETTA ENERGY SYS., NUREG/CR-0200. Vol. 2, Sec. F7, 1992.

Поступила в редакцию 17.05.2013 г.

Авторы

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

Колесов Валерий Васильевич, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: kolesov@iate.obninsk.ru

Фомин Роман Васильевич, аспирант
E-mail: sparck22@yandex.ru

Жердев Геннадий Михайлович, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: jerdev@ippe.ru

UDC 621.039.51

ASSESSMENT OF THE INCREASING IN ^{131}I PRODUCTION DUE TO IMPROVED TELLURIUM TARGET IN THE WWR-C REACTOR CORE

Kochnov O. Yu., Kolesov V.V., Fomin R.V., Jerdev G.M.

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

ABSTRACT

Currently, the problem of expanding the production of ^{131}I radionuclide for medical purposes is still relevant. The main consumer of this product in the European region is the MRRC of the Russian Ministry of Healthcare (Obninsk). ^{131}I production at the Obninsk Branch of the JSC “Karpov Institute of Physical Chemistry” is insufficient and requires additional supplies of ^{131}I from NIIAR (Dimitrovgrad). On the other hand, due to the fact that the half-life of ^{131}I is only eight days, its

transportation over long distances is not feasible. Therefore, an increase in this isotope production at the Obninsk Branch of the Karpov Institute can bring significant economic benefits.

At present a new design of the target for ^{131}I production has been developed. However, comparative assessment of standard and modified targets efficiency has not been performed so far.

This paper presents some estimates of ^{131}I production with both targets which were irradiated in the WWR-c reactor. It is shown that a new target provides a significant (by a factor of three) increase in ^{131}I production, while specific concentration of ^{131}I in the initial target is slightly (about 20%) decreased.

We have also investigated replacing aluminum alloy target shell with one made of stainless steel and found a 20% decrease in the ^{131}I yield.

The comparison between the calculated ^{131}I yield and the actual ^{131}I yield testifies that the cumulated ^{131}I yield can be significantly increased.

Key words: WWR-c reactor, tellurium target, ^{131}I production.

REFERENCES

1. Kolesov V.V., Kochnov O.Yu., Volkov Yu.V., Ukraintsev V.F., Fomin R.V. Sozdaniye precisionnoj modeli reaktora VWR-c dlya posleduyschej optimizacii ego konstrukcii i narabotki ^{99}Mo i drugih radionuclidov. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, v.4, pp. 129-133.
2. Judith F. Briesmeister, Ed., "MCNP – A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport. Version 3A", LANL report LA7396-M, rev.2, 1986.
3. VisualBurnOut. Svidetelstvo o gosudarstvennoi registracii programmy dlya EVM №2009617021. Zaregistrirovano v Reestre program dlya EVM 9/12/2009 (in Russian).
4. Gerasimov A.S., Zaritskaya T.S., Rudik A.P. Spravochnik po obrazovaniyu nuclidov v yadernuh reaktorah. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1989. 575 p. (in Russian).
5. Hermann O.W., Westfall R.M. ORIGEN-S, Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Assotiated Radiation Source Terms. ORNL, MARTIN MARIETTA ENERGY SYS., NUREG/CR-0200, v. 2, sec. F7, 1992.

Authors

Kochnov Oleg Yu'evich, Chief Engineer, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: kochnov2000@mail.ru

Kolesov Valerij Vasil'evich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: kolesov@iate.obninsk.ru

Fomin Roman Vasil'ievich, Postgraduate Student

E-mail: sparck22@yandex.ru

Jerdev Gennadij Mihajlovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: jerdev@ippe.ru

АНАЛИЗ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ФАКТОРОВ, КОТОРЫЕ МОГУТ ПРИВОДИТЬ К РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВС ВВЭР

Евдокимов И.А., Лиханский В.В., Сорокин А.А., Зборовский В.Г.,

Кожакин А.Н., Чернецкий М.Г.

ФГУП «ГНЦ РФ-ТРИНИТИ», 142190, Троицк, Москва, Россия

Шестаков Ю.М., Семеновых А.С.

ОАО «ВНИИАЭС», 109507, Москва, Россия



При эксплуатации ядерного топлива на АЭС возможна разгерметизация оболочек твэлов, в результате чего возрастает активность в теплоносителе первого контура. В оболочках негерметичных твэлов накапливается водород. При некоторых условиях это может приводить к образованию крупных вторичных дефектов в оболочке. При значительных повреждениях оболочки из негерметичных твэлов может выноситься топливная композиция, что приводит к загрязнению первого контура. В случае разгерметизации топлива на АЭС приходится проводить дорогостоящие мероприятия по поиску и замене негерметичных ТВС и снижению последствий разгерметизации. Это может приводить к значительным экономическим потерям. Представлены результаты анализа данных по ТВС ВВЭР, в которых в период с 2003 по 2013 гг. разгерметизировались оболочки твэлов. Описаны результаты анализа данных визуального осмотра и послереакторных исследований ТВС с негерметичными твэлами в горячих камерах. Приведены установленные закономерности состояния негерметичных твэлов в зависимости от условий эксплуатации. Оценены условия, приводящие к существенной деградации свойств твэлов после разгерметизации и значительному росту выхода активности в теплоноситель первого контура. Накопленный массив данных обобщен с точки зрения возможного влияния эксплуатационных факторов на причины разгерметизации.

Ключевые слова: негерметичные твэлы, разгерметизация оболочки, вторичные дефекты, контроль герметичности оболочек (КГО) твэлов, визуальный осмотр, послереакторные исследования.

ВВЕДЕНИЕ

В 2006 г. в атомной отрасли США была принята программа «Достижение нулевого отказа к 2010 г.». Целью программы являлась разработка и проведение комплекса мероприятий для улучшения показателей эксплуатации ядерного топлива на АЭС и снижения уровня разгерметизации твэлов. За несколько лет выполнения программы были достигнуты значительные успехи. К концу 2010 г. 94% всех коммерческих энергоблоков США эксплуатировались без негерметичных твэлов в активной зоне [1]. Хотя полностью исключить случаи разгерметизации не удалось, с 2010 г. программа по повышению эксплуатационной надежности топлива в США была продолжена под названием

© *И.А.Евдокимов, В.В. Лиханский, А.А. Сорокин, В.Г. Зборовский, А.Н. Кожакин, М.Г. Чернецкий, Ю.М. Шестаков, А.С. Семеновых, 2014*

«Движение к нулевому отказу». Ее задачей является дальнейшее снижение случаев с отклонением от нормальной эксплуатации топлива.

В настоящее время в России также получили развитие программы, целью которых в перспективе является достижение «нулевого уровня» отказов и эксплуатация энергоблоков ВВЭР без негерметичных твэлов в активной зоне. Для обеспечения возможности выработки адекватных мер по снижению случаев разгерметизации топлива были выполнены работы по анализу и систематизации накопленных данных по разгерметизации и деградации состояния негерметичных твэлов на российских АЭС с реакторами ВВЭР.

ОБОБЩЕНИЕ ДАННЫХ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВС ВВЭР С НЕГЕРМЕТИЧНЫМИ ТВЭЛАМИ

Топливо для энергоблоков ВВЭР-1000. До настоящего времени в ГНЦ НИИАР исследовано всего девять негерметичных ТВС ВВЭР-1000 с российских АЭС. Исследованные ТВС отработали от одной до пяти топливных кампаний (ТК). Среднее выгорание топлива в них варьируется от 4.6 до 65.4 МВтсут/кгU. Все ТВС эксплуатировались в топливном цикле с 12-месячными кампаниями при 100%-ой мощности энергоблока. Характеристики исследованных ТВС показаны на рис. 1. В последние 10 лет исследовались только негерметичные ТВС после одного года или пяти лет эксплуатации.

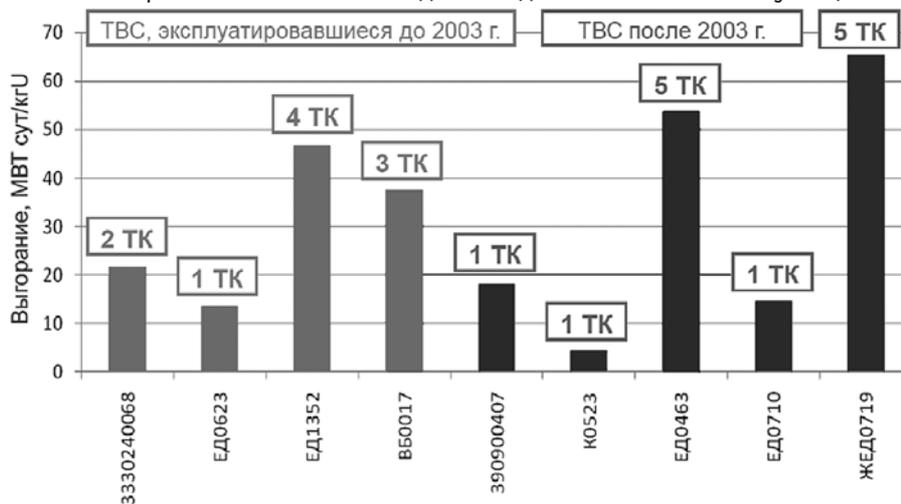


Рис. 1. Выгорание и количество отработанных кампаний для исследованных ТВС

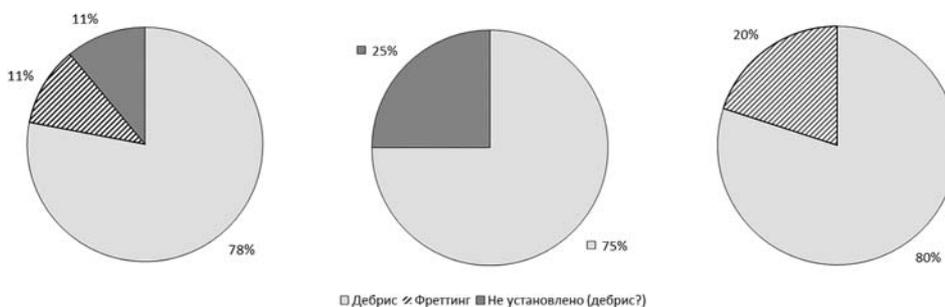


Рис. 2. Причины разгерметизации исследованных ТВС ВВЭР-1000

При послереакторных исследованиях в большинстве случаев удалось установить причину разгерметизации. Для семи ТВС из девяти причиной разгерметизации однозначно являлось деприс-повреждение оболочки вследствие попадания посторонних предметов в первый контур. Только в одном случае (ТВС ЕД0463) причиной разгерметизации являлся фреттинг-износ

в районе антивибрационной решетки. Для ТВС ВБ0017 причина разгерметизации однозначно не установлена, однако имеются следы дебрис-воздействия на оболочку. Распределение ТВС по причинам разгерметизации показано на рис. 2. Поскольку общее количество исследованных ТВС мало, полученные статистические распределения непредставительны. Тем не менее ясно, что основная причина разгерметизации ТВС ВВЭР-1000 до 2009 г. была связана с дебрис-повреждением оболочки.

Следует отметить, что, согласно результатам послереакторных исследований, во всех ТВС ВВЭР-1000 разгерметизировался только один твэл. Во всех негерметичных твэлах были обнаружены вторичные дефекты (в большинстве случаев – сквозные).

Чтобы установить корреляцию между изменением условий эксплуатации топлива и фактами разгерметизации твэлов, моменты разгерметизации сопоставлялись с данными по изменению мощности ТВС и режимных параметров энергоблока. Для большинства негерметичных ТВС, исследованных в ГНЦ НИИАР, однозначно определить момент разгерметизации не удастся. Это связано с тем, что эти ТВС были не единственными негерметичными сборками в активной зоне на момент проведения контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов на остановленном реакторе. Наличие других ТВС с негерметичными твэлами приводит к неопределенностям по времени разгерметизации и по времени работы твэла в негерметичном состоянии.

Из эксплуатационных факторов, которые могли бы повлиять на разгерметизацию твэлов, анализировались изменения мощности энергоблока (или непосредственно мощности твэлов в негерметичной ТВС). Также анализировались доступные данные по изменению режима работы системы спецводоочистки (СВО) – вариации расхода теплоносителя на фильтры очистки и эффективности работы фильтров. В переходных условиях работы системы СВО могут заметно (в пределах установленных норм) меняться показатели водно-химического режима теплоносителя (ВХР). В стационарных условиях отклонения показателей ВХР от установившегося уровня обычно существенно меньше. Изменения ВХР могут приводить к смыву отложений, в которые могут быть интегрированы мелкие дебрис-частицы.

Сопоставление оценочного времени разгерметизации с условиями эксплуатации ТВС на энергоблоках показало следующее.

Признаки влияния режима работы системы СВО на разгерметизацию твэлов в ТВС ВВЭР-1000, исследованных в ГНЦ НИИАР, отсутствуют. Разгерметизация твэлов во всех ТВС не связана с работой при высокой мощности. Энерговыделение во всех негерметичных твэлах не превышало 22 кВт/м. Показано, что прослеживается некоторая корреляция между разгерметизацией и наличием сбросов (подъемов) мощности блока значительной амплитуды. Это может быть связано с тем, что при маневрах в первом контуре происходят возмущения, которые, в частности, могут способствовать дополнительному перемещению посторонних предметов с потоком теплоносителя и (или) усилению воздействия этих предметов на оболочку (например, за счет усиленной вибрации твэлов). Это означает, в частности, что во время первых кампаний на новых блоках за счет циклических изменений мощности при физических испытаниях оборудования возникает повышенная опасность разгерметизации ТВС.

В целом по результатам анализа данных был сделан вывод, что изменение режима работы энергоблоков не являлось коренной причиной разгерметизации твэлов в ТВС ВВЭР-1000, исследованных в горячих камерах ГНЦ НИИАР.

Негерметичные ТВС ВВЭР-440. Согласно данным послереакторных исследований, в ТВС ВВЭР-440 разгерметизировались от одного до восьми твэлов. Основная причина разгерметизации – дебрис-повреждение оболочки и фреттинг-износ. Проблема фреттинг-износа до 2002 г. была достаточно актуальной для Кольской АЭС. Об этом свидетельствуют результаты осмотра ТВС по завершении 24-й топливной кампании на блоке №2. При проведении телевизионного осмотра нижних опорных решеток 276-ти рабочих кассет (РК) установлено, что 40 РК имели повреждение узла крепления твэлов в нижней решетке (смещение или разрушение хвостовиков нижних заглушек твэлов).

В целом можно отметить, что все кампании, во время которых произошла разгерметизация исследованных ТВС, характеризовались наличием глубоких разгрузок мощности энергоблока.

Критерии образования вторичных дефектов. На основе физического моделирования процессов в негерметичных твэлах в работах [2, 3] были установлены критериальные зависимости, связывающие возможность локального массивного гидрирования оболочки с составом пароводородной смеси в негерметичном твэле, температурой оболочки, толщиной оксидной пленки на ее внутренней поверхности и интенсивностью облучения. Числовые коэффициенты в разработанных зависимостях были определены путем взаимного анализа данных послереакторных исследований негерметичных ТВС ВВЭР и условий облучения дефектных твэлов в исследованных сборках. В результате для негерметичных твэлов ВВЭР-1000 был получен консервативный критерий

$$\tau = 750 - 37.5 LP, \quad (1)$$

где τ – время работы твэла на мощности после разгерметизации (сут); LP – линейная мощность негерметичного твэла (кВт/м). Соотношение (1) представляет оценку минимального времени до образования сквозного вторичного дефекта и является аналогом критерия [8] для топлива ВВЭР.

Имеющиеся эксплуатационные данные АЭС по негерметичным топливным сборкам приводят к значительным неопределенностям для разработанного критерия образования сквозных вторичных дефектов. Главным образом, это связано с тем, что во время эксплуатации исследованные негерметичные ТВС оказались не единственными негерметичными сборками в активной зоне.

Установленные закономерности образования вторичных дефектов могут быть использованы в дальнейшем для выработки мер по предотвращению или смягчению негативных последствий деградации характеристик твэла после разгерметизации.

СИСТЕМАТИЗАЦИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ФАКТОРОВ, ВЛИЯЮЩИХ НА РАЗГЕРМЕТИЗАЦИЮ

Сбор данных по условиям эксплуатации ТВС ВВЭР. Для систематизации имеющейся информации о негерметичных ТВС ВВЭР и выявления возможного влияния эксплуатационных факторов на разгерметизацию твэлов был собран значительный массив данных, на основании которых выявлены все ТВС ВВЭР, которые разгерметизировались в период с 2003 по 2013 гг. Для каждой негерметичной ТВС был рассмотрен весь период эксплуатации. Если ТВС эксплуатировалась в течение нескольких циклов, то для каждой кампании отбирались данные по удельным активностям реперных радионуклидов в теплоносителе первого контура и по параметрам работы реакторной установки, включая тепловую мощность, расход теплоносителя на очистку и эффективность фильтров СВО.

Для большинства негерметичных ТВС были собраны данные по индивидуальным характеристикам эксплуатации. Эти данные включали в себя координаты ТВС в активной зоне с учетом последовательных перестановок в различные топливные кампании, результаты нейтронно-физических расчетов АЭС по изменению средней мощности и коэффициентов неравномерности энерговыделения в ТВС за весь период эксплуатации. Для ряда негерметичных ТВС с АЭС были получены данные о результатах их визуального осмотра во время планово-предупредительного ремонта (ППР) блока.

Обобщение результатов КГО. С 2003 по 2012 гг. на российских АЭС с реакторами ВВЭР было выявлено 897 ТВС с негерметичными твэлами. На энергоблоки ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 пришлось 90,7 % (814 ТВС) и 9,3 % (83 ТВС) соответственно. Доли отказавших ТВС от общего числа ТВС с негерметичными твэлами составляли 7,6 % (62 ТВС) для реакторов ВВЭР-440 и 6,0 % (пять ТВС) для ВВЭР-1000. Отказавшей по функции герметичности является ТВС, при проверке которой стендовым методом КГО удельная активность ^{131}I в пробе воды превышает предельное значение, установленное в технических

условиях на ТВС в договоре на поставку ядерного топлива.

В среднем количество негерметичных ТВС ВВЭР-1000 за каждый отчетный год было на порядок меньше аналогичного показателя для всех энергоблоков ВВЭР-440. Число разгерметизаций твэлов в ТВС ВВЭР-1000 сопоставимо со значением для ВВЭР-440, определенным только для четырех энергоблоков Кольской АЭС – без учета третьего и четвертого блоков Нововоронежской АЭС (рис. 3).

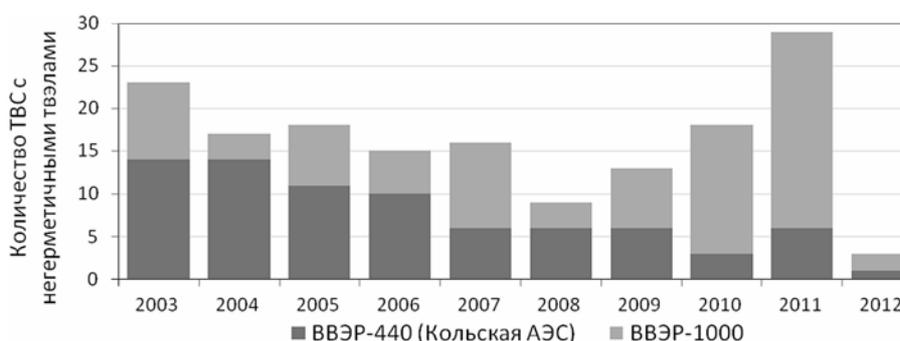


Рис. 3. Количество ТВС с негерметичными твэлами на энергоблоках ВВЭР-440 (только КолАЭС, без учета третьего и четвертого блоков НВ АЭС) и ВВЭР-1000

Наибольший уровень разгерметизации топлива ВВЭР-440 наблюдался до 2010 г. на третьем и четвертом блоках Нововоронежской АЭС и на втором блоке Кольской АЭС. На третьем и четвертом энергоблоках НВ АЭС до 2010 г. наиболее значимым механизмом разгерметизации являлась локальная язвенная коррозия под отложениями, обусловленная наличием в теплоносителе первого контура большого количества шлама продуктов коррозии. Заметная доля разгерметизаций произошла также в результате дебрис-повреждений оболочек твэлов. Массовая разгерметизация твэлов на втором энергоблоке Кольской АЭС была обусловлена проблемой фреттинг-коррозии оболочек твэлов под дистанционирующими решетками (ДР). Это связано с повышенными вибронагрузками на ТВС после реконструкции второго блока. Разработка и выполнение специальных мероприятий для исключения указанных факторов на Кольской и Нововоронежской АЭС позволили существенно снизить уровень разгерметизации топлива на блоках ВВЭР-440.

На блоках ВВЭР-1000 наибольшие проблемы с разгерметизацией топлива в прошедшие 10 лет наблюдались на первом и третьем блоках Калининской АЭС. На первом энергоблоке Калининской АЭС в последние годы наблюдались проблемы с повреждением ободов ДР. Это могло приводить к механическим повреждениям твэлов при перегрузке топлива и к увеличению частиц дебриса в теплоносителе. На третьем блоке при визуальном осмотре негерметичных ТВС в нескольких случаях были обнаружены посторонние предметы. Однако причину разгерметизации других ТВС установить не удалось. Было рекомендовано выборочно отправить негерметичные ТВС с третьего блока на послереакторные исследования в ГНЦ НИИАР. В будущем можно также использовать стенд инспекции для более детального исследования дефектных сборок, находящихся в бассейне выдержки.

Низкие уровни разгерметизации были достигнуты на Балаковской, Ростовской и пятом блоке Нововоронежской АЭС. Одним из возможных факторов, обеспечивающих высокую эксплуатационную надежность ядерного топлива на Балаковской и Ростовской АЭС, является эксплуатация модификаций ТВС-2. На блоках Калининской АЭС с повышенным уровнем разгерметизации эксплуатируются различные модификации ТВСА.

В целом более благополучная ситуация с надежностью топлива наблюдается на блоках ВВЭР-1000. Можно ожидать, что достижение «нулевого уровня» отказов и эксплуатация АЭС без негерметичных ТВС в активной зоне в перспективе возможна, в первую очередь, на блоках этого типа.

Опыт контролируемой повторной загрузки негерметичных ТВС в реактор. До недавнего времени на отечественных энергоблоках ВВЭР использовалась концепция, которая допускает загрузку в активную зону ТВС с негерметичными твэлами. Продолжение эксплуатации негерметичных ТВС допускается, если при стендовом КГО не превышен критерий отказа, заданный в технических условиях или в договорах на поставку ТВС.

На российских АЭС с ВВЭР в период с 2003 по 2012 гг. в активные зоны были контролируемо загружены 20 ТВС с негерметичными твэлами для продолжения эксплуатации (восемь ТВС на энергоблоках ВВЭР-440 и 12 – на блоках ВВЭР-1000). Начиная с 2006 г. загрузка ТВС с негерметичными твэлами производилась, в основном, на энергоблоках ВВЭР-1000.

Влияние повторной загрузки в активную зону негерметичных ТВС на уровень активности теплоносителя первого контура можно проанализировать с помощью показателя герметичности ядерного топлива FRI (Fuel Reliability Indicator – показатель надежности топлива), используемого ВАО АЭС [4]. Показателем FRI по сути является значение удельной активности ^{131}I в теплоносителе первого контура, связанной с выходом только из негерметичных твэлов.

Для оценки влияния повторной загрузки негерметичных ТВС на уровень активности теплоносителя сравнивались значения показателя FRI до и после контролируемой загрузки негерметичных ТВС в активную зону. Результаты сравнения приведены на рис. 4. Как видно, значительного влияния на уровень активности теплоносителя контролируемая повторная загрузка ТВС с негерметичными твэлами не оказывала.

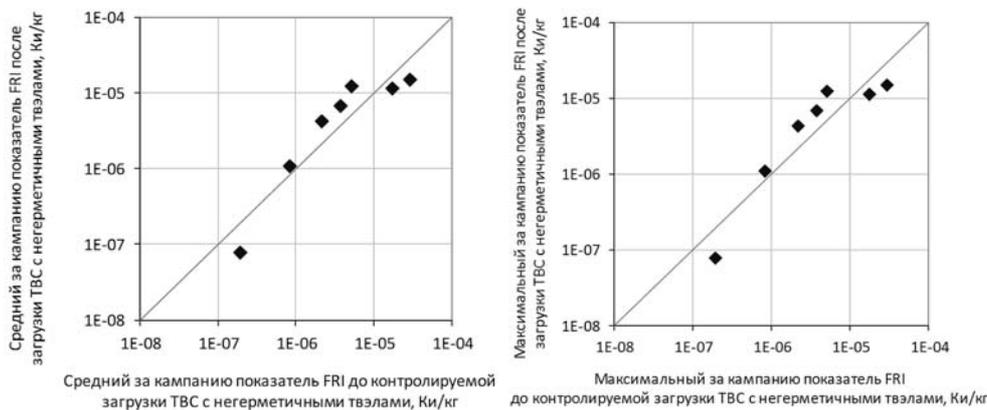


Рис. 4. Средние и максимальные значения показателя герметичности FRI до и после контролируемой повторной загрузки ТВС с негерметичными твэлами

В целом опыт по продолжению эксплуатации негерметичных ТВС, не достигших критерия отказа, можно признать успешным. Такой подход позволяет снизить затраты на топливо и сократить сроки перегрузки реактора, если необходимо ждать ТВС на замену негерметичным сборкам. Однако у данной практики имеются и недостатки. Возможны экономические потери, связанные с загрязнением оборудования первого контура и бассейнов выдержки долгоживущими радионуклидами ^{134}Cs и ^{137}Cs . По этой причине увеличивается количество радиоактивных отходов и дозозатрат персонала. Существующие на АЭС с ВВЭР системы СВО практически не очищают теплоноситель от радионуклидов цезия. В результате цезий накапливается на поверхностях парогенераторов и в воде бассейна выдержки (БВ).

Совсем недавно на отдельных зарубежных АЭС «дожигание» не достигших проектного выгорания ТВС с негерметичными твэлами считалось приемлемым. Так на протяжении более двадцати лет на всех АЭС французской компании EDF (58 энергоблоков типа PWR, введенных в эксплуатацию с 1977 по 1999 гг.) ТВС с незначительными по размеру сквозными дефектами в оболочке твэла оставляли в активной зоне для работы в последующих кампаниях [5].

Однако несмотря на большой практический опыт, показавший, что контролируемая эксплуатация ТВС с негерметичными твэлами может быть успешной, в 2002 г. было принято решение о прекращении данной практики на энергоблоках EDF. Основными причинами для принятия этого решения послужили риски, связанные с переходом на высокие выгорания ядерного топлива и удлиненные топливные кампании. При переходе на 18- и 24-месячные топливные кампании резко увеличивается вероятность развития вторичных дефектов в оболочках. Наличие даже одного негерметичного твэла со вторичными дефектами может привести к возрастанию активности продуктов деления в теплоносителе первого контура до значения, близкого к эксплуатационному пределу [6, 7].

С учетом перехода на длительные кампании, повышения мощности энергоблоков ВВЭР и возможности маневренных режимов эксплуатации концепция обращения с негерметичными ТВС в настоящее время пересматривается. В перспективе в качестве основного направления обращения с негерметичными ТВС ВВЭР следует использовать практику загрузки в реактор только герметичных (или отремонтированных) ТВС. Однако целесообразность полного отказа от возможности контролируемой повторной загрузки негерметичных ТВС в активную зону ВВЭР может быть установлена только после проведения тщательного экономического обоснования.

Систематизация данных визуального осмотра негерметичных ТВС. Наиболее простым и дешевым методом исследования состояния негерметичных ТВС является их визуальный осмотр с помощью телекамеры в штанге машины перегрузочной (МП). Если на атомной станции отсутствует стенд инспекции и ремонта (СИР), визуальный осмотр – единственное средство получения информации о состоянии сборки.

Визуальный осмотр – обследование внешней поверхности ТВС, при котором у бесчехловых ТВС (штатные ТВС ВВЭР-1000) видны только наружные участки поверхности периферийных твэлов и верхние (нижние) концы твэлов. Осматривая верхние хвостовики, можно оценить разновысотность тепловыделяющих элементов. Иногда по разновысотности можно отследить положение негерметичного твэла. У чехловых ТВС (применяются на пятом блоке НВ АЭС и на всех энергоблоках ВВЭР-440) практически вся поверхность твэлов недоступна для осмотра. При визуальном осмотре ТВС на Кольской АЭС удавалось обследовать состояние нижних хвостовиков твэлов. Заметим, что в настоящее время компанией ОАО «ТВЭЛ» разработаны бесчехловые ТВС ВВЭР-440 нового поколения. Опытная эксплуатация таких ТВС проходит на Кольской АЭС.

Всего с 2003 по 2013 гг. на блоках ВВЭР-1000 из 92-х обнаруженных негерметичных ТВС в штанге МП было осмотрено 88 сборок. Замечания были сделаны только по 25-ти ТВС. Зафиксированные замечания к внешнему виду ТВС можно разделить на несколько категорий: обнаружение сквозного дефекта в оболочке твэла; подозрение на наличие сквозного дефекта; локальная деформация вздутия оболочки; наличие коррозионных отложений; разновысотность твэлов; повреждение ободов ДР; наличие постороннего предмета. Большая часть выявленных отклонений от нормального состояния не указывала однозначно на причину повреждения твэлов. Только при обнаружении постороннего предмета можно было с достаточной степенью уверенности полагать, что причина разгерметизации связана с дебрис-повреждением оболочки.

Обобщение данных визуального осмотра ТВС ВВЭР-1000 с точки зрения выявления механизмов повреждения представлено на рис. 5. Как видно, указание на дебрис-повреждение как на возможную причину разгерметизации удалось обнаружить только в 9% случаев, в 14% случаев (все случаи – на первом блоке КланАЭС) зафиксированы дефекты ДР. В конечном счете повреждения ДР могут приводить к увеличению числа частиц дебриса в теплоносителе первого контура и разгерметизации твэлов по механизму дебрис-фреттинга.

По негерметичным ТВС ВВЭР-440 анализировались результаты осмотров на втором

блоке Кольской АЭС после топливных кампаний №25 и №26 (2003 и 2004 гг.). Массив данных по осмотренным ТВС, к которым были замечания, включает в себя 58 герметичных и 17 негерметичных ТВС. Все осмотренные ТВС – чехловые. В связи с этим замечания визуального осмотра касались только повреждений хвостовиков твэлов, центральной трубы и наличия посторонних предметов. Отметим, что наличие посторонних предметов далеко не всегда приводило к разгерметизации ТВС.

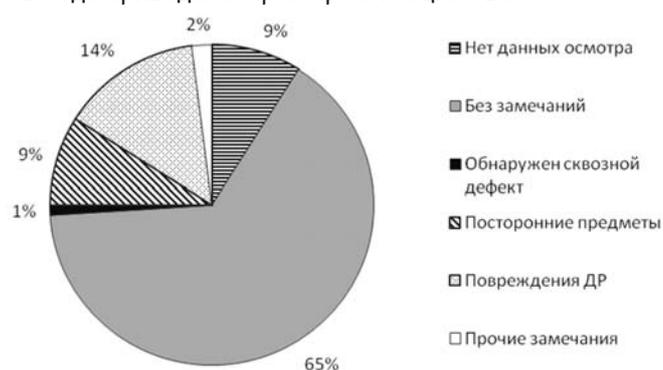


Рис. 5. Общие данные осмотров негерметичных ТВС ВВЭР-1000 с точки зрения выявления механизмов повреждения твэлов

В целом проведенный анализ позволяет заключить, что средствами визуального осмотра негерметичных ТВС в штанге МП причину разгерметизации удастся определить в небольшой доле случаев. Для получения представительных данных по механизмам разгерметизации твэлов необходимо внедрение СИР на АЭС с ВВЭР или более масштабные исследования негерметичных ТВС в горячих камерах. Результаты визуального осмотра в штанге МП и эпизодических выборочных исследований ТВС в горячих камерах может быть недостаточно для выработки адекватных мер по снижению уровня разгерметизаций на блоках ВВЭР.

Оценка состояния реактора в момент разгерметизации твэлов проводилась на основании сопоставления данных о мощности энергоблока и поведения активности продуктов деления в теплоносителе первого контура с учетом параметров работы фильтров СВО. Обработывались данные по всем кампаниям с 2003 по 2013 гг. Все случаи разгерметизации относительно состояния реактора условно разделили на три основные группы: разгерметизация при работе на стационарном уровне мощности; разгерметизация при переходном режиме работы; установить момент разгерметизации твэлов не удалось.

Последняя группа объединяет случаи, когда в течение одной кампании разгерметизировалось несколько твэлов в одной или разных ТВС. При этом достоверно оценить можно только первый случай разгерметизации, который является наиболее контрастным относительно фоновых значений активности радионуклидов.

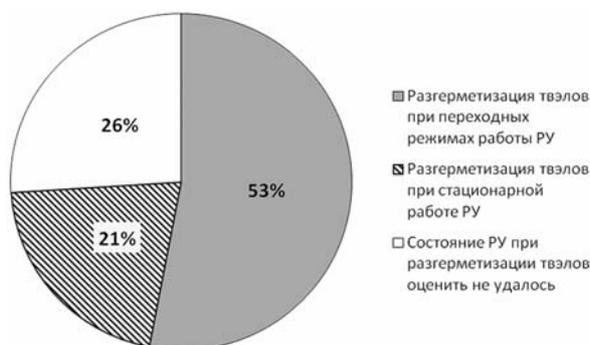


Рис. 6. Результаты оценки состояния РУ в моменты разгерметизации твэлов ВВЭР-1000 для топливных кампаний, завершенных с 2003 по 2013 гг.

Проведенная оценка состояния блоков ВВЭР-1000 в моменты разгерметизаций твэлов показала, что в 53% случаев разгерметизация твэлов произошла во время переходных режимов работы реакторной установки (РУ), в 21% случаев твэлы разгерметизировались при стационарной работе РУ, в 26% случаев состояние РУ во время разгерметизации достоверно оценить не удалось (рис. 6).

Как видно из рисунка, в большинстве случаев разгерметизация твэлов произошла во время переходных режимов работы РУ. Дополнительное исследование, проведенное для первого, второго и третьего энергоблоков Калининской АЭС, не выявило прямой зависимости между уровнем разгерметизации топлива и количеством циклов нагружения ТВС, связанных с маневрами мощности и подключением (отключением) оборудования первого контура. Следовательно, циклы нагружения ТВС не являются первопричиной разгерметизации оболочек твэлов. Повреждение ядерного топлива во время переходных режимов работы РУ должно быть обусловлено дополнительными негативными факторами, которые в сочетании с циклами нагружения в конечном счете приводят к разгерметизации оболочек твэлов. При отсутствии таких дополнительных факторов эксплуатация топлива должна идти в нормальном режиме.

Оценка объема исследований негерметичных ТВС ВВЭР. Исследования негерметичных ТВС и установление причин разгерметизации являются основой повышения надежности эксплуатации топлива. Послереакторные исследования, выполненные в ГНЦ НИИАР, дают детальную информацию о состоянии ОТВС в целом и различных твэлов в отдельности. Однако общее количество негерметичных ТВС ВВЭР, исследованных в ГНЦ НИИАР с 1991 г. по настоящее время, относительно мало – всего 12 штук. Чем ограниченнее информация по негерметичным ТВС, тем сложнее принимать адекватные и эффективные меры по борьбе с разгерметизацией топлива. С точки зрения реализации мероприятий по достижению нулевого уровня отказа ядерного топлива в России целесообразно сравнить объем проведенных исследований с мировым опытом.



Рис. 7. Количество ежегодно исследованных негерметичных ТВС PWR на АЭС США в период 2000 – 2010 гг. с указанием установленных причин разгерметизации [1]

В качестве ориентира естественно использовать результаты выполнения программы «Достижение нулевого отказа к 2010 г.» [1]. Одним из факторов, который внес ключевой вклад в успех данной программы, является увеличенное количество обследований ТВС в соответствии с выпущенным в рамках программы [1] руководящим документом по надзору и инспектированию топлива. Инспекции проводились как для герметичных, так и для негерметичных сборок. Обследования эксплуатируемого топлива могут требовать заметных затрат (это зависит от объема исследований и конструкции ТВС). Тем не менее, было решено, что регулярные инспекции герметичных ТВС являются необ-

ходимым компонентом повышения надежности эксплуатации топлива.

Для негерметичных ТВС инспекции проводились с целью выяснения коренных причин разгерметизации. Количество ежегодно исследуемых негерметичных ТВС на блоках PWR показано на рис. 7. Видно, что для реализации программы [1] и выработки адекватных мер по снижению случаев отказа топлива использовалась широкая база данных по результатам эксплуатации топлива. Для блоков PWR эта база ежегодно пополнялась данными в среднем по 50-ти новым обследованным негерметичным ТВС. Такой объем исследований уже является статистически представительным и позволяет корректно отслеживать изменение причин разгерметизации с течением времени. По всем ключевым механизмам деградации, обнаруженным при исследованиях, были приняты решения. Это обеспечило успешное выполнение программы [1].

Следует отметить, что большинство обследований ТВС на АЭС США проводились на стендах инспекции и ремонта. Количество исследований в горячих камерах было заметно меньше.

ВЫВОДЫ

1. По данным послереакторных исследований в большинстве негерметичных твэлов ВВЭР образуются вторичные дефекты. Установленные при анализе данных закономерности образования вторичных дефектов могут быть использованы для выработки мер по предотвращению или смягчению негативных последствий разгерметизации.

2. В период 2003 – 2013 гг. основной причиной разгерметизаций ТВС ВВЭР являлось дебрис-повреждение оболочек твэлов. Большинство разгерметизаций произошло во время переходных режимов работы РУ. Установлено, что циклы нагружения ТВС не являются первопричиной разгерметизаций и только в сочетании с дополнительными негативными факторами (например, наличие посторонних предметов в теплоносителе) они могут в конечном счете приводить к разгерметизации оболочек твэлов.

3. Для успешной реализации мероприятий по достижению нулевого уровня отказа ядерного топлива на российских АЭС необходимо значительно расширять исследования негерметичных (поврежденных) ТВС. Одним из средств для этого является ускоренное внедрение стенда инспекции и ремонта ТВС ВВЭР.

Литература

1. Edsinger K., Cheng B., Daum R., Deshon J., Hussey D., Kucuk A., Mader E.V., Pytel M., Peitmeyer M., Yagnik S.K., Yueh K. Zero by 2010 and recent U.S. fuel reliability experience. Proc. Water Reactor Fuel Performance Meeting (TopFuel), Chengdu, China, Sept. 11-14, 2011, paper T2-41.
2. Evdokimov I.A., Likhanskii V.V. In-Pile Criteria for the Initiation of Massive Hydridding of Zr in Steam-Hydrogen Environment. Journal of ASTM International. Vol.5. No.1. 2008.
3. Evdokimov I.A., Likhanskii V.V., Aliev T.N., Sorokin A.A., Kanukova V.D. Secondary Hydridding Criteria Under Irradiation Conditions. Nuclear Eng. and Design. 2011. Т. 241. PP.1414-1420.
4. Fuel Reliability Reference Manual. Справочник по надежности топлива. Официальный сайт ВАО АЭС. URL: <http://www.wano.info/en-gb> (дата обращения 04.06.2014).
5. Bairiot H., et al. Fuel failure in normal operation of water reactors: experience, mechanisms and management. IAEA-TECDOC-709, Vienna, Austria, 1993.
6. Alvarez L., et al. Review of fuel failures in water cooled reactors. IAEA Nuclear Energy Series No.NF-T-2.1, Vienna, Austria, 2010.
7. Perrota J.A., et al. Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation. IAEA-TECDOC-1345, Vienna, Austria, 2003.
8. Locke D.H. The behaviour of defective reactor fuel // Nuclear Engineering and Design. 1972. Vol. 21, No.2. PP. 318-330.

Поступила в редакцию 02.06.2014 г.

Авторы

Евдокимов Игорь Анатольевич, зам. начальника отдела – начальник лаборатории
E-mail: evdokimov@triniti.ru

Лиханский Владимир Валентинович, начальник отдела
E-mail: likhansk@mail.ru

Сорокин Анатолий Александрович, начальник лаборатории
E-mail: aa40@bk.ru

Зборовский Вадим Гарольдович, начальник лаборатории
E-mail: vadim_z@triniti.ru

Кожакин Алексей Николаевич, младший научный сотрудник
E-mail: kozhakina@triniti.ru

Чернецкий Михаил Георгиевич, инженер
E-mail: mike@triniti.ru

Шестаков Юрий Митрофанович, начальник отдела
E-mail: shestakovym@mail.ru

Семеновых Антон Сергеевич, главный специалист
E-mail: semenovykh@gmail.com

UDC: 621.039.548

ANALYSIS OF OPERATIONAL FACTORS THAT CAN LEAD TO FUEL FAILURE IN WWER UNITS

Evdokimov I.A., Likhanskij V.V., Sorokin A.A., Zborovskij V.G., Kozhakina A.N., Chemetskij M.G., Shestakov Yu.M. *, Semenovykh A.S. *

FSUE «SRC RF TRINITI», 142190, Moscow, Troitsk, Russia

*JSC «VNIIAES», 109507, Moscow, Russia

ABSTRACT

Fuel failure is likely to occur during operation of nuclear power units. Failure may result in escalation of primary coolant activity. Hydrogen uptake by cladding is high in failed fuel rods. Under certain conditions it may lead to secondary degradation and formation of coarse defects in cladding. Fuel washout becomes possible in case of severe cladding degradation with ensuing contamination of primary circuit. Fuel failure necessitates high-cost activities on detection of leaking fuel. Expensive mitigating procedures may be needed as well. The present paper is focused on fuel failure in WWER units in the period of 2003 through 2013. The data of visual inspections and post-irradiation examinations of leaking fuel assemblies in hot cells are reported. Degradation of defective fuel rods is related to fuel operation conditions. The threshold conditions are estimated which lead to severe secondary degradation of leaking fuel and substantial increase in release of fission products into primary coolant. The accumulated data are summarized in relation to possible impact of operational factors on the rate and causes of fuel failures.

Key words: leaking fuel rods, cladding failure, secondary degradation, leakage tests, visual inspection, post-irradiation examinations.

REFERENCES

1. Edsinger K., Cheng B., Daum R., Deshon J., Hussey D., Kucuk A., Mader E.V., Pytel M., Peitmeyer M., Yagnik S.K., Yueh K. Zero by 2010 and recent U.S. fuel reliability experience. [Proc. Water Reactor Fuel Performance Meeting (Top Fuel)]. Chengdu, China, Sept. 11-14, 2011, paper T2-41.
2. Evdokimov I.A., Likhanskii V.V. In-Pile Criteria for the Initiation of Massive Hydriding of Zr in Steam-Hydrogen Environment. Journal of ASTM International, v.5, no.1, 2008.
3. Evdokimov I.A., Likhanskii V.V., Aliev T.N., Sorokin A.A., Kanukova V.D. Secondary

Hydriding Criteria Under Irradiation Conditions. *Nuclear Eng. and Design*. 2011, v. 241, pp.1414-1420.

4. Spravochnik po nadezhnosti topliva. Ofitsialnyj sait VAO AES (Fuel Reliability Reference Manual. Official site of WANO) Available at: <http://www.wano.info/en-gb> (accessed 04.06.2014)

5. Bairiot H., et al. Fuel failure in normal operation of water reactors: experience, mechanisms and management. IAEA-TECDOC-709, Vienna, Austria, 1993.

6. Alvarez L., et al. Review of fuel failures in water cooled reactors. IAEA Nuclear Energy Series No.NF-T-2.1, Vienna, Austria, 2010.

7. Perrota J.A., et al. Fuel Failure in Water Reactors: Causes and Mitigation. IAEA-TECDOC-1345, Vienna, Austria, 2003.

8. Locke D.H. The behaviour of defective reactor fuel // Nuclear Engineering and Design. 1972. v.21, no.2, pp. 318-330.

Authors

Evdokimov Igor' Anatol'evich, Deputy Head of Department – Head of Laboratory

E-mail: evdokimov@triniti.ru

Likhanskij Vladimir Valentinovich, Head of Department

E-mail: likhansk@mail.ru

Sorokin Anatolij Aleksandrovich, Head of Laboratory

E-mail: aa40@bk.ru

Zborovskii Vadim Garoldovich, Head of Laboratory

E-mail: vadim_z@triniti.ru

Kozhakin Aleksey Nikolaevich, Junior Researcher

E-mail: kozhakin@triniti.ru

Chernetskij Mihail Georgievich, Engineer

E-mail: mike@triniti.ru

Shestakov Yuriy Mitrofanovich, Head of Department

E-mail: shestakovym@mail.ru

Semenovykh Anton Sergeevich, Chief Specialist

E-mail: semenovykh@gmail.com

О ФИЗИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ ДЛЯ ВОЗНИКНОВЕНИЯ УПРАВЛЯЕМОЙ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИИ СИНТЕЗА С УЧАСТИЕМ НЕЙТРОНОВ В ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТАНОВКАХ С МАГНИТНЫМ УДЕРЖАНИЕМ ПЛАЗМЫ

А.Н.Шмелев, Г.Г.Куликов

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



При работе ядерных реакторов протекает цепная реакция деления (ЦРД) тяжелых ядер. В термоядерных установках с магнитным удержанием (DT)-плазмы в результате реакции синтеза наряду с выделением энергии рождаются нейтроны. В силу чрезвычайно низкой концентрации ионов в плазме по сравнению с концентрацией атомных ядер вblankете баланс расхода нейтронов в установке практически полностью определяется физическими свойствами blankета.

Цель работы заключается в выявлении физических условий, когда поглощение нейтронов в плазме и вblankете окажется сопоставимым. Такие условия могут возникнуть, во-первых, если в плазме в качестве компонента содержится нуклид с большим сечением поглощения нейтронов (например, ^3He , ^6Li и ^{10}B), во-вторых, если вblankете одновременно применяются материалы с рекордно низким сечением захвата нейтронов (например, ^{208}Pb , тяжелая вода, графит). Таким образом, в термоядерной установке тоже может возникнуть управляемая цепная реакция синтеза с участием нейтронов (ЦРСн).

При выполнении работы использовалась концепция малонейтронного ($\text{D}-^3\text{He}$)-цикла. Для обоснования идеи предлагается применять установки ($\text{DT}-^3\text{He}$)-топливного цикла со слабо поглощающим нейтроны blankетом.

Получены следующие результаты.

1. В отличие от малонейтронного ($\text{D}-^3\text{He}$)-топливного цикла предлагаемый ($\text{DT}-^3\text{He}$)-топливный цикл привлекает своей противоположностью по потенциальной возможности производства нейтронов, т.е. тем, что в нем могут генерироваться нейтроны, которые к тому же размножаются в ЦРСн.

2. Воспроизводство трития в результате $n(^3\text{He},\text{T})^4\text{H}$ -реакции перемещается изblankета (как это обычно рассматривается) в объем плазмы. Тритий будет воспроизводиться в плазме, где и должен расходоваться, что улучшит его использование.

3. Обеспечивается дополнительный нагрев плазмы в результате поглощения нейтронов в плазме.

Термоядерный источник нейтронов считается самым «богатым» – в нем генерации нейтронов сопутствуют относительно маломасштабные энергетические процессы. Рассматриваемая термоядерная установка со слабопоглощающим нейтроны blankетом позволяет создать вblankете

высокую плотность потока нейтронов. **Общий вывод:** такие термоядерные установки можно будет использовать для быстрой трансмутации долгоживущих продуктов деления с малым сечением поглощения нейтронов и, возможно, даже без их предварительного изотопного разделения.

Ключевые слова: термоядерная установка, бланкет, сечение поглощения нейтронов, высокая плотность потока нейтронов, трансмутация.

ВВЕДЕНИЕ

При работе ядерных реакторов протекает цепная реакция деления тяжелых ядер (ЦРД) [1]. Деление урана под действием нейтронов не только приводит к выделению энергии, но и сопровождается генерацией нейтронов следующего поколения, обеспечивающих последующие деления урана и генерацию новых нейтронов.

В термоядерных установках с магнитным удержанием (DT)-плазмы в результате реакции синтеза наряду с выделением энергии тоже рождаются нейтроны (термоядерные с энергией $E_n = 14.1$ МэВ). Эти нейтроны размножаются в бланкете, замедляются и диффундируют по бланкету, претерпевая утечку и поглощение. Естественно, что в результате диффузии эти нейтроны в плазменной камере взаимодействуют с плазмой. Однако в силу чрезвычайно низкой концентрации ионов в плазме по сравнению с концентрацией атомных ядер в бланкете баланс расхода нейтронов в установке практически полностью определяется физическими свойствами бланкета.

Если в плазме будут содержаться компоненты с большим сечением поглощения нейтронов, можно ожидать, что некоторая значимая доля нейтронов будет поглощаться также и в плазме. В качестве таких компонентов можно назвать ${}^3\text{He}$, ${}^6\text{Li}$ и ${}^{10}\text{B}$, которые рассматриваются в перспективных топливных циклах управляемого термоядерного синтеза. В результате, например, реакции ${}^3\text{He}(n,{}^1\text{H})\text{T}$ в плазме появляется тритий, взаимодействующий с дейтерием (что приводит к новой реакции синтеза с генерацией нейтрона), а энергия реакции передается плазме, нагревая ее (что приводит к интенсификации реакций синтеза с дополнительной генерацией нейтронов). Таким образом, в термоядерной установке тоже может возникнуть управляемая цепная реакция синтеза с участием нейтронов (ЦРСн).

Возможность такой реакции уже рассматривалась в 40-е и 50-е гг. прошлого столетия при разработке термоядерного оружия. Тогда предполагалось использовать эту цепную реакцию в первом испытании термоядерного устройства «Mike» (испытание США 1 ноября 1952 г. на атолле Эниветок в Тихом океане) [2]. В Советском Союзе предполагалось использовать эту цепную реакцию синтеза с участием нейтронов при испытании «слойки» А.Д. Сахарова (12 августа 1953 г. на Семипалатинском полигоне) [3, 4]. И в СССР, и в США реакция с использованием ${}^6\text{LiD}$ (это соединение в то время ласково называлось «лидочкой») была успешно применена при испытаниях последующих термоядерных зарядов [3, 4]. Строго говоря, упомянутую реализацию ЦРСн можно отнести к категории «неуправляемого» термоядерного синтеза.

В работе рассматриваются условия, при которых **управляемая** ЦРСн может рассматриваться как значимая для баланса протекающих процессов в термоядерном реакторе.

ФИЗИЧЕСКИЕ УСЛОВИЯ ДЛЯ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИИ СИНТЕЗА С УЧАСТИЕМ НЕЙТРОНОВ

Рассматривать цепную реакцию синтеза с участием нейтронов (ЦРСн) целесообразно применительно к термоядерным установкам с магнитным удержанием плазмы

мы, снабженным бланкетами для преобразования энергии. Принципиальная особенность таких установок состоит в сочетании плазменной зоны с низкой концентрацией компонентов и зоны бланкета с твердыми (жидкими) материалами (т.е. зоны с намного порядков более высокими концентрациями нуклидов). Утилизация нейтронов, генерируемых термоядерными реакциями, в установке с такими разнородными зонами, как правило, ограничивается бланкетом, а плазма для нейтронов практически прозрачна.

Однако можно представить себе условия, когда поглощение нейтронов в плазме и в бланкете окажется сопоставимым. Такое положение может возникнуть, **во-первых**, если в плазме в качестве компонента содержится нуклид с большим сечением поглощения нейтронов, **во-вторых**, если одновременно в бланкете применяются материалы с рекордно низким сечением захвата нейтронов.

Для плазмы таким нуклидом (сильно поглощающим нейтроны) с малым атомным весом может быть, например, ${}^3\text{He}$, который характеризуется большим сечением поглощения тепловых нейтронов (в тепловой точке ~ 5330 барн) в реакции ${}^3\text{He}(n,{}^1\text{H})\text{T}$. Энергия этой экзотермической реакции составляет $+0.764$ МэВ, которая может использоваться для нагрева плазмы. Если так, то можно говорить об использовании не только, например, $(\text{D}-{}^3\text{He})$ -, но и даже $(\text{DT}-{}^3\text{He})$ -термоядерного топливного цикла.

Для бланкета в качестве нуклидов с малым сечением поглощения могут рассматриваться, например, ${}^{208}\text{Pb}$, D (тяжелая вода), графит, для которых сечение поглощения тепловых нейтронов составляет величину порядка или менее миллибарна.

Далее будем опираться на использование изотопа ${}^3\text{He}$ (отметим, что гелий уже рассматривается в качестве примеси для дополнительного нагрева плазмы методом ионно-циклотронного резонанса [5]). Традиционно считается, что термоядерные нейтроны будут размножаться в $(n,2n)$ - и $(n,3n)$ -реакциях с материалами бланкета (см. табл. 1 [6]), замедляться и диффундировать в его объеме.

Таблица 1

Полное число нейтронов в бланкете (бесконечных размеров), замедляющихся ниже порога $(n,2n)$ -реакции, в расчете на один термоядерный нейтрон [6]

Элемент	Be	C	Fe	Mo	W	Pb
Концентрация атомов, 10^{+24} яд/см ³	0.120	0.08	0.085	0.064	0.063	0.063
Полное число нейтронов, замедляющихся под порог $(n,2n)$ -реакции	1.78	1.0	1.29	1.84	1.82	1.84

Из таблицы видно, что термоядерные нейтроны существенным образом могут размножиться в слое бланкета (Pb, Mo, W, Be), прилегающем к первой стенке.

Из всех нейтронов при дальнейшем замедлении и диффузии некоторая часть будет поглощаться ядрами ${}^3\text{He}$ в плазме и приводить вновь к рождению ядра трития, участию его в термоядерной реакции и вновь к рождению нейтронов. Таким образом, замкнется звено цепной нейтронной реакции, включающей в себя и термоядерные реакции. Если основным компонентом будет (DT) -плазма, то рождающиеся в результате (DT) -синтеза нейтроны будут также размножаться и диффундировать в бланкете, в плазменной камере и захватываться ядрами ${}^3\text{He}$, т.е. участвовать в цепной реакции.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ЗНАЧИМОЙ ЦРСН (ПРЕОДОЛЕНИЕ «ПРОКЛЯТИЯ» СООТНОШЕНИЯ МЕЖДУ ПЛОТНОСТЬЮ ПЛАЗМЫ И БЛАНКЕТА)

Скорость взаимодействия нейтронов с нуклидами плазмы и бланкета оценивается по формуле

$$F = \langle \sigma \cdot V_{\text{отн}} \rangle \cdot n_{\text{яд}} \cdot n_{\text{н}},$$

где $V_{\text{отн}}$ – относительная скорость движения нейтронов и ядер среды; σ – микроскопическое сечение взаимодействия нейтронов с ядрами среды; $\langle \sigma \cdot V_{\text{отн}} \rangle$ – произведение сечения реакции сталкивающихся частиц на относительную скорость, усредненное по распределению их скоростей; $n_{\text{яд}}$, $n_{\text{н}}$ – концентрации ядер (в плазме или в бланкете) и нейтронов.

Из формулы видно, что скорость взаимодействия пропорциональна плотности нейтронов и плотности того или иного нуклида либо в плазме, либо в бланкете. Однако плотность термоядерной плазмы составляет порядка 10^{14} – 10^{16} 1/см³, а в бланкете (содержащем твердые или жидкие материалы) ядерная плотность нуклидов $\sim 10^{22}$ 1/см³. Иными словами, разница плотностей достигает шести – восьми порядков (!). Казалось бы, что при такой разнице в концентрациях долю реакций поглощения нейтронов нуклидами плазмы можно считать пренебрежимо малой (по сравнению с реакциями поглощения в бланкете) и поэтому их можно просто не учитывать, т.е. нейтроны будут поглощаться, главным образом, в материалах бланкета, а не в плазме. Однако в некоторых случаях это оказывается не так.

В качестве примера рассмотрим процессы в термоядерной системе с (DT–³He)-плазмой и с бланкетом, содержащим, например, ²⁰⁸Pb (можно рассмотреть также и использование тяжелой воды). На рисунке 1 показаны графики зависимости сечений поглощения нейтронов гелием-3 в реакции ³He(n,¹H)T, а также радиационного захвата в реакциях ²⁰⁸Pb(n, γ)...²⁰⁹Pb, D(n, γ)T и ³He(n, γ)⁴He.

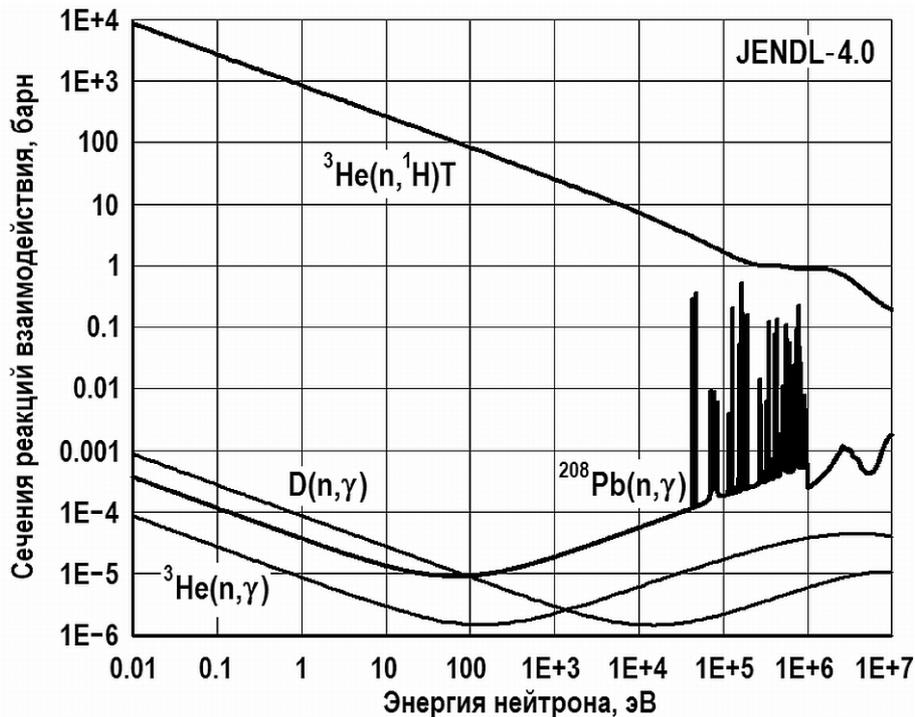


Рис. 1. Зависимость сечения поглощения (радиационного и с вылетом заряженных частиц) нейтронов в реакции ³He(n,¹H)T и радиационного захвата в реакциях ²⁰⁸Pb(n, γ)...²⁰⁹Pb, D(n, γ)T и ³He(n, γ)⁴He

Хорошо видно, что разница в сечении поглощения нейтронов в результате реакции ³He(n,¹H)T (в плазме) и радиационного захвата ²⁰⁸Pb, D (в материалах бланкета) достигает семи (!) порядков.

При оценке скорости реакций нужно учитывать скорость относительного движе-

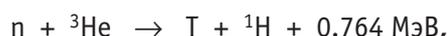
ния нейтронов и ядер гелия-3 в плазме и среднюю скорость относительного движения нейтронов и ядер свинца-208 в бланкете. Будем считать, что нейтроны уже замедлились до тепловых энергий ~ 0.025 эВ, а плазма имеет температуру ионной компоненты 25 кэВ. Разница в средней скорости относительного движения составит три порядка (без учета разницы в массах нейтрона и иона ${}^3\text{He}$ -плазмы).

Тогда отношение скоростей реакций поглощения нейтронов (в единице объема) в плазме и бланкете составит $\sim 1/3$:

$$\frac{F_{\text{погл}}({}^3\text{He})}{F_{\text{погл}}({}^{208}\text{Pb})} = \frac{\sigma_{\text{пр}}({}^3\text{He}, 25 \text{ кэВ})}{\sigma_{\text{пг}}({}^{208}\text{Pb}, 0.025 \text{ эВ})} \cdot \frac{V_{\text{отн}}(25 \text{ кэВ})}{V_{\text{отн}}(0.025 \text{ эВ})} \cdot \frac{n_{\text{He3}}}{n_{\text{Pb208}}} \cdot \frac{n_{\text{н}}}{n_{\text{н}}} \approx$$

$$\approx \frac{4.2 \text{ барн}}{2.3 \cdot 10^{-4} \text{ барн}} \cdot \frac{10^{+3}}{3^{1/2}} \cdot \frac{10^{+15}}{3 \cdot 10^{+22}} \cdot 1 \approx 0.35 .$$

Приближенная оценка показывает, что скорости поглощения нейтронов в плазме и в бланкете оказались ОДНОГО порядка. А поскольку поглощение нейтрона ядром ${}^3\text{He}$ приводит, главным образом, к ядерной реакции



то в плазме будет воспроизводиться тритий из гелия-3.

Поэтому можно сказать, что воспроизводство трития перемещается из бланкета (как это обычно рассматривается) в собственно объем плазмы и одновременно сообщается дополнительный ее нагрев. Это изменит схему топливного цикла реактора и сократит время жизненного цикла трития в установке. Тритий будет воспроизводиться в плазме, где и должен, в основном, быстро расходоваться.

Будет ли эта цепная реакция затухающей или самоподдерживающейся, зависит от размеров, структуры бланкета и свойств используемых материалов. Повидимому, может оказаться целесообразным рассматривать также и гибридный вариант термоядерной установки с добавлением в бланкет некоторого количества делящегося материала для усиления рассматриваемой цепной реакции. Присутствие в установке такого «чувствительного» элемента как термоядерная плазма может благоприятно отразиться на ее характеристиках безопасности.

Влияние нейтронов, генерируемых в плазме, на процессы, происходящие в ней, анализировалось в работе [7], но там рассматривалась не термоядерная плазма, а плазма эВ-диапазона энергии. При этом предполагалось, что плазма имеет сложный состав и содержит наряду с легкими нуклидами и тяжелые нуклиды (уран, плутоний, продукты деления). В этой концепции сложный состав плазмы в сочетании с тяжеловодным бланкетом определяет симбиозный нейтронный цикл синтеза и деления.

Рассматриваемая концепция термоядерной установки с (DT- ${}^3\text{He}$)-топливным циклом и с бланкетом, отличающимся экстремально малым поглощением нейтронов, может характеризоваться высокой плотностью нейтронов в бланкете [8]. Такой бланкет может оказаться привлекательным для трансмутации продуктов деления (даже без изотопного разделения), а также для быстрой трансмутации долгоживущих продуктов деления с малым сечением поглощения нейтронов (например, ${}^{135}\text{Cs}$, ${}^{126}\text{Sn}$ и др.), быстрая трансмутация которых не под силу даже реакторам на быстрых нейтронах и электроядерным установкам (ЭЛЯУ).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В рамках концепции использования ^3He , которая изначально связывалась с разработкой малонейтронного (D– ^3He)-цикла, рассмотренный (DT– ^3He)-топливный цикл со слабопоглощающим нейтроны бланкетом может обрести свою привлекательную противоположность, т.к. в нем могут генерироваться нейтроны, да еще и с размножением в цепной реакции синтеза (с участием нейтронов).

Литература

1. *Bell G.J., Glasstone S.* Nuclear Reactor Theory. – USA: Van Nostrand Reinhold Company. 1970.
2. *Rhodes R.* Dark sun. The making of the Hydrogen Bomb. – New York: Simon & Schuster Inc. 1995.
3. *Андрюшин И.А., Илькаев Р.И., Чернышев А.К.* Решающий шаг к миру. Водородная бомба с атомным обжатием РДС-37. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ». 2010.
4. *Андрюшин И.А., Илькаев Р.И., Чернышев А.К.* «Слойка» Сахарова. Путь гения. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ». 2011.
5. *Лукьянов С.Ю., Ковальский Н.Г.* Горячая плазма и управляемый ядерный синтез. Учебник для вузов. – М.: МИФИ. 1999.
6. *Зимин С.А.* Некоторые нейтронно-физические параметры материалов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез. – 1985. – Вып.3. – С.35–37.
7. *Ирдынчиев Л.А., Киселев Г.В., Малофеев А.М., Труханов Г.Я.* Физические основы реактора ЯРДИС, совмещающего в стационарном режиме реакции деления и синтеза: Препринт ИАЭ-6709/1. Москва, 2012.
8. *Kulikov G.G., Shmelev A.N., Apse V.A., Kulikov E.G., Artisyuk V.V.* Feasibility study on high neutron flux ADS-system for RAW transmutation due to application of radiogenic lead / Abstracts of the tenth international topical meeting on nuclear applications of accelerators, Knoxville, TN USA, Apr. 3–11, 2011. Proceedings. – PP.318–324.

Поступила в редакцию 30.11.2014 г.

Авторы

Шмелев Анатолий Николаевич, доктор техн. наук, профессор

E-mail: shmelan@mail.ru

Куликов Геннадий Генрихович, канд. физ.-мат. наук, старший научный сотрудник

E-mail: ggkulikov@mephi.ru

UDC 621.039.6

ON THE PHYSICAL CONDITIONS FOR ARISING A CONTROLLED FUSION CHAIN REACTION SUPPORTED BY NEUTRONS IN FUSION FACILITIES WITH MAGNETIC PLASMA CONFINEMENT

Shmelyov A.N., Kulikov G.G.

NRNU MEPHI. 31, Kashirskoe shosse, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

When nuclear reactors operate, a fission chain reaction (FCR) of heavy nuclei proceeds. In thermonuclear facilities with magnetic confinement of (DT)-plasma as a result of fusion reaction, along with the energy generation the neutrons are generated too. Due to the extremely low concentration of ions in the plasma compared with the concentration of atomic nuclei in the blanket a neutron balance in the facility is completely determined by the blanket physical properties.

The aim of the work is to create the physical conditions in which the rates of neutrons absorption in the plasma and in the blanket would be comparable. Such conditions could arise if, first, the plasma has a component with a large cross-section of neutron absorption (for example, ^3He , ^6Li and ^{10}B), and second, if materials of the blanket are characterized by record low neutron capture cross-section (e.g., ^{208}Pb , heavy water,

graphite). Thus, in general, a controlled fusion chain reaction supported by neutrons (FCRn) could also take place in the thermonuclear facility.

During implementation of the work a concept of suppressed neutron generation (D-³He)-cycle was used. To substantiate the idea suggested in the article, it is proposed to use (DT-³He)-fuel cycle facilities with low neutron absorption blanket.

We obtained the following results:

1. Unlike the suppressed neutron generation (D-³He)-fuel cycle, the (DT-³He)- fuel cycle considered here is profitable by its potential for generation of neutrons, i.e. the fact that there could be generated neutrons, which are also generated in FCRn.

2. Tritium breeding as a result of $n(^3\text{He},\text{T})^1\text{H}$ -reaction takes place in the plasma volume rather than in the blanket (as is usually the case). Tritium will be reproduced in the plasma, where it should be consumed, which will improve its use.

3. An additional heating of the plasma as a result of neutron absorption in the plasma is provided.

The fusion neutron source is considered to be the “richest”: neutron generation is accompanied by relatively small-scale energy processes. The thermonuclear facility with low neutron absorption blanket under consideration here could create a high density neutron flux in the blanket. It can be concluded from the above that such thermonuclear facilities could be used for fast transmutation of long-lived fission products with low neutron absorption cross-section, and perhaps even without their preliminary isotopic separation.

Key words: thermonuclear facility, blanket, neutron absorption cross-section, high density of neutron flux, transmutation.

REFERENCES

1. Bell G.J., Glasstone S. Nuclear Reactor Theory. – USA: Van Nostrand Reinhold Company. 1970.
2. Rhodes R. Darksun. The making of the Hydrogen Bomb. New York. Simon & Schuster Inc. 1995.
3. Andryushin I.A., Il'kaev R.I., Zhernyshov F.K. *Reshayuschij shag k miru. Vodородnaya bomba s atomnym obzhatiem RDS-37* [The decisive step towards peace. The hydrogen bomb with an atomic compression]. Sarov. FSUE «RFNC-VNIIEF» Publ., 2010 (in Russian).
4. Andryushin I.A., Il'kaev R.I., Zhernyshov A.K. «Slojka» Saharova. *Put' geniya* [«Puff» of Saharov. The path of Genius]. Sarov. FSUE «RFNC-VNIIEF» Publ., 2011 (in Russian).
5. Luk'yanov S.Yu., Koval'skij N.G. *Goryachaya plazma i upravlyaemyj yadernyj sintez. Uchebnik dlya vuzov* [Hot plasma and controlled nuclear fusion. Textbook for high schools]. Moscow, MEFHI Publ., 1999 (in Russian).
6. Zimin S.A. *Nekotorye nejtronno-fizicheskie parametry materialov* [Some neutron-physical parameters of materials]. *Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Termoyaderyj sintez*. 1985, no. 3, pp. 35–37 (in Russian).
7. Irdyncheev L.A., Kiselev G.V., Malofeev A.M., Truhanov G.Ya. *Fizicheskie osnovy reaktora YaRDIS, sovmeschayuschego v stacionarnom rezhime reaktsii deleniya i sinteza*: Preprint IAE-6709/1 [Physical basis of the reactor YaRDIS, combining reactions of fission and fusion in a stationary regime: IAE Preprint-6709/1]. Moscow, IAE Publ., 2012 (in Russian).
8. Kulikov G.G., Shmelev A.N., Apse V.A., Kulikov E.G., Artisyuk V.V. Feasibility study on high neutron flux ADS-system for RAW transmutation due to application of radiogenic lead / Abstracts of the tenth international topical meeting on nuclear applications of accelerators, Knoxville, TN USA, Apr. 3–11, 2011. Proceedings. – pp.318–324.

Authors

Shmelyov Anatoly Nikolaevich, Dr.Sci. (Engineering), Professor

E-mail: shmelan@mail.ru

Kulikov Gennadij Genrikhovich, Cand.Sci. (Phys.-Math.), Senior Researcher

E-mail: ggekulikov@mephi.ru

БИОИНДИКАЦИЯ СОСТОЯНИЯ ПРИРОДНОЙ СРЕДЫ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ДАЛЬНЕВОСТОЧНОГО ЦЕНТРА ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Т.А. Горшкова¹, А.А. Удалова^{1,2}, С.А. Гераськин², С.М. Киселев³,
С.В. Ахромеев³

¹Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, 249030 Калужская область г. Обнинск, Студгородок 1.

²Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии и агроэкологии, г. Обнинск

³ФГБУ ГНЦ Федеральный медицинский биофизический центр им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва



Целью работы являлась оценка состояния природной среды в зоне наблюдения пункта временного хранения РАО Дальневосточного центра по обращению с радиоактивными отходами методами биоиндикации. Образцы растений трех видов (лапчатка земляничная, фиалка восточная, клевер ползучий) отбирали с пяти учетных площадок, мощность дозы γ -излучения на которых менялась в диапазоне от 0,05 до 6,0 мкЗв/ч. В качестве показателей экологического благополучия использовали флуктуирующую асимметрию листьев и фертильность пыльцы отобранных растений. Статистически значимое увеличение индекса флуктуирующей асимметрии у растений клевера обнаружено на участке промплощадки, где мощность экспозиционной дозы в 50 – 60 раз превышает естественный радиационный фон. В этой же популяции клевера обнаружена редкая морфологическая аномалия. Мощность дозы на участках, где изучали фертильность пыльцы, превышала фоновые уровни в от двух до семи раз. В этих условиях выявлено увеличение процента стерильных зерен с мощностью дозы внешнего излучения у фиалки восточной, в то время как у лапчатки земляничной повышенный уровень стерильности пыльцы обнаружен в контрольной популяции. На фоне низкодозовых воздействий формирование ответной реакции растений в значительной степени зависит от экологических факторов (погодных условий, видовых особенностей, биотического окружения). Таким образом, выявлены изменения стабильности развития и репродуктивных функций у некоторых видов растений на площадках, подвергающихся наибольшему радиационному воздействию. Полученные результаты показывают, что методы биоиндикации можно рассматривать в качестве перспективного приема первичной скрининговой оценки состояния окружающей среды в условиях техногенного, в том числе радиоактивного, загрязнения.

Ключевые слова: биоиндикация, фертильность пыльцы, флуктуирующая асимметрия, морфологические изменения, радиоактивные отходы, радионуклиды.

© Т.А. Горшкова, А.А. Удалова, С.А. Гераськин, С.М. Киселев, С.В. Ахромеев, 2014

ВВЕДЕНИЕ

Деятельность человека приводит к поступлению в окружающую среду разнообразных стрессоров, обладающих мутагенными и канцерогенными свойствами, воздействию которых подвергается все живое. К числу традиционно рассматриваемых источников экологической опасности относятся объекты ядерного топливного цикла. Особое внимание при этом уделяется радиационно-гигиенической и радиоэкологической обстановке, складывающейся в районах расположения хранилищ радиоактивных отходов (РАО) и предприятий по их переработке. Настоящая работа является частью мероприятий по изучению экологической обстановки в районах утилизации атомных подводных лодок в Дальневосточном регионе, выполняемых в рамках федеральной целевой программы «Промышленная утилизация вооружения и военной техники ядерного комплекса на 2011–2015 годы и на период до 2020 года».

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Характеристика объекта. Пункт временного хранения (ПВХ) отработанного ядерного топлива и радиоактивных отходов в бухте Сысоева входит в состав Дальневосточного центра по обращению с радиоактивными отходами – филиала федерального государственного унитарного предприятия «Предприятие по обращению с радиоактивными отходами «РосРАО» (отделение «Фокино») (далее – ПВХ б. Сысоева). Объект расположен на восточном берегу бухты Сысоева (Шкотовский район Приморского края) в 40 км от порта Владивосток. Площадь промплощадки – 47 га. ПВХ б. Сысоева относится к объекту первой категории потенциальной радиационной опасности. Для защиты населения от облучения и ограничения распространения радиоактивного загрязнения выделены организационно-защитные зоны: санитарно-защитная зона (СЗЗ) и зона наблюдения (ЗН), в которых с установленной периодичностью осуществляется радиационный контроль.

Радиационная обстановка на ПВХ б. Сысоева и прилегающей территории. Мощность дозы $\dot{\epsilon}$ xOэ -излучения на территории технической площадки ПВХ б. Сысоева изменяется в широком диапазоне – от 0,1 до 65 мкЗв/ч при характерном для данной местности естественном фоне 0,10 – 0,15 мкЗв/ч. Поле $\dot{\epsilon}$ xOэ -излучения формируется от прошедшего сквозь стены зданий излучения (хранилище радиоизотопных термоэлектрических генераторов), от твердых и жидких радиоактивных отходов (ТРО и ЖРО) в контейнерах, расположенных на площадках хранения, и от транспортно-упаковочных контейнеров (ТУК) с ОЯТ, расположенных на перегрузочной площадке. Годовые дозы гамма-излучения, оцененные с помощью термолюминесцентных дозиметров на местности, варьируют в диапазоне от 1 до 46 мЗв.

Основными дозообразующими радионуклидами являются ^{137}Cs и ^{90}Sr . На большей части территории промплощадки содержание ^{137}Cs в почве варьирует в диапазоне от 21 до 6500 Бк/кг, ^{90}Sr – от 190 до 3000 Бк/кг. На локальных участках промплощадки загрязнение ^{60}Co достигает 3500 Бк/кг. В соответствии с классификацией РАО грунты на этих участках относятся к низкоактивным ТРО. Существенного влияния источников радиоактивного загрязнения, локализованных на ПВХ б. Сысоева, на прилегающую территорию ЗН не отмечается. Содержание ^{137}Cs и ^{90}Sr в почве и растительности ЗН и мощности дозы внешнего гамма-излучения находятся, в основном, на фоновом уровне [1].

Отбор проб и определение уровней загрязнения. Отбор проб почвы и растительности проводили в мае 2013 г. с пяти учетных площадок. На территории промплощадки расположены учетные точки 0-1 и 0-2 (овраги), выбранные на основе предварительных данных об аккумуляции радионуклидов в элементах ландшафта, и участок вблизи хранилища радиоизотопных термоэлектрических генераторов

(учетная точка «РИТЭГ»). Остальные две учетные площадки находились в санитарно-защитной зоне (СЗЗ) и зоне наблюдения (ЗН). Территория ЗН рассматривалась в качестве контрольной. Измерения мощности дозы γ -излучения в воздухе на высоте 1 м выполняли дозиметром Calibri № 00154 (Canberra).

Отбор проб почвы на учетных площадках проводили методом конверта 55 м² на глубине 0 – 10 см. Удельную активность радионуклидов ⁶⁰Co и ¹³⁷Cs в образцах почвы определяли методом γ -спектрометрии (германиевый ППД эффективность – 30%, Canberra), а содержание ⁹⁰Sr – радиохимическим методом [2]. Перед выполнением аналитических работ воздушно-сухие образцы почвы растирали и просеивали через сито с диаметром ячеек 1 мм.

Методы биоиндикации. Биоиндикацию природной среды рекомендуется проводить в целях скрининговой оценки экологического благополучия экосистемы. В случае выявления негативных эффектов целесообразно организовать детальное обследование изучаемой территории с использованием аналитических методов для выявления присутствующих в среде токсических или мутагенных факторов и установления их уровней или концентраций. Методы биоиндикации, как правило, являются неспецифическими и отражают интегральный ответ биологической системы на всю совокупность действующих факторов. В то же время, анализ результатов биоиндикации позволяет сделать предположения о характере повреждающего воздействия и скоординировать дальнейшие усилия по выявлению токсикантов.

Для оценки возможных эффектов радиационного воздействия были выбраны клевер ползучий (*Trifolium repens* L.), лапчатка земляничная (*Potentilla fragarioides* L.) и фиалка восточная (*Viola orientalis* (Maxim.) Beck.) – виды с относительно ранними сроками окончательного формирования листовой пластинки. Отбор проб растений (по 15 – 25 растений каждого из представленных на учетной площадке видов) проводили в непосредственной близости от мест отбора проб почвы. На учетной точке РИТЭГ удалось собрать только образцы клевера.

Для оценки состояния природной среды использовали два показателя: индекс флукутирующей асимметрии (ФА) листьев и стерильность пыльцевых зерен. Для оценки индекса ФА на исследованных территориях было собрано в общей сложности 136 листьев клевера, 119 листьев лапчатки и 131 лист фиалки. Свежесобраные листья клевера, лапчатки и фиалки сканировали с разрешением 300 пикселей на дюйм; данные обрабатывали с использованием ПО для обработки изображений Image Pro Plus. Индекс ФА для всех исследованных растений определяли по пяти парам промеров как среднее арифметическое сумм относительных значений асимметрии по всем признакам у каждого листа. Относительное значение асимметрии вычисляли как среднее арифметическое отношения разности к сумме промеров листа слева и справа, отнесенное к числу признаков [3]. Оценивали также отклонения от симметрии по каждому из пяти признаков.

Для учета процента стерильных пыльцевых зерен брали полностью распустившиеся цветки лапчатки земляничной и фиалки восточной. Третий исследуемый вид растений – клевер ползучий – на момент проведения исследования еще не цвел. Зрелые пыльники, отделенные от трех-пяти цветков одного вида, объединяли в одну пробу и помещали в пробирку Эппендорфа объемом 1,5 мл, в которую добавляли 4 – 5 капель фиксатора Карнуа (три объемные части спирта и одна часть ледяной уксусной кислоты). В лаборатории пыльники вместе с частью жидкости, содержащей пыльцу, вскрывали двумя иглами на предметном стекле, смачивали каплей йодного раствора (2 мл аптечной йодной настойки, разбавленной слабым раствором сахарозы до 10 мл) и после удаления лишних тканей накрывали покровным стеклом. Препараты просматривали под микроскопом (БИОМЕД-3) при 400-кратном

увеличении, подсчитывали 100 пылинок в девятикратной повторности для каждой пробирки Эппендорфа, учитывая количество стерильных пыльцевых зерен. Фертильные пыльцевые зерна имеют темно-фиолетовый цвет и нормальные размеры. Стерильные пыльцевые зерна мелкие и остаются неокрашенными, т.к. содержат крахмал в пренебрежимо малом количестве [4]. Фертильность оценена примерно для 70-ти тысяч пыльцевых зерен (37 объединенных проб пыльцы лапчатки и 39 проб фиалки, в среднем по 13 пробирок Эппендорфа на одну учетную площадку).

Статистическую обработку экспериментальных данных производили с использованием табличного процессора MS Excel 2003. Статистическую значимость различий оценивали по *t*-критерию Стьюдента для уровня значимости 5%. На диаграммах представлены средние значения и стандартные ошибки. При анализе корреляционных связей использовали средние по диапазону значения мощности дозы γ -излучения.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Радиоактивное загрязнение учетных площадок. Результаты измерения мощности дозы γ -излучения и удельной активности основных дозообразующих радионуклидов в почве участков, где производили отбор проб растений, представлены в табл. 1.

Таблица 1

Характеристика учетных площадок

Учетная площадка	О-1	О-2	РИТЭГ	СЗЗ	ЗН
Мощность дозы γ -излучения, мкЗв/ч	0,06–0,35	0,11–0,35	5,00–6,00	0,10–0,18	0,05–0,13
^{137}Cs , Бк/кг	1541,0 \pm 159,0(Т1) 1198,0 \pm 133,0(Т2)	398,0 \pm 42(В) 945,0 \pm 100,0(Н)	112,0 \pm 12,0	73 \pm 28	40 \pm 14
^{90}Sr , Бк/кг	682,0 \pm 156,0(Т1) 979,0 \pm 235,0(Т2)	779,0 \pm 159,0(В) 4625,0 \pm 692,0(Н)	77,0 \pm 36,0	51 \pm 17	10 \pm 4
^{60}Co , Бк/кг	1258,0 \pm 131,0(Т1) 4298,0 \pm 133,0(Т2)	< 3,0 (В) < 6,0 (Н)	< 3,0	10 \pm 4	–
Биоиндикаторы	ЛЗ, ФВ	ФВ	КП	ЛЗ, ФВ, КП	ЛЗ, ФВ, КП
Т1, Т2 – точки отбора проб на площадке О-1; В, Н – верх и низ оврага на площадке О-2; ЛЗ – лапчатка земляничная; ФВ – фиалка восточная; КП – клевер ползучий					

Мощность дозы γ -излучения на всех площадках за исключением РИТЭГ существенно не превышала характерный для этой местности уровень естественного радиационного фона. На учетной площадке РИТЭГ мощность дозы γ -излучения выше, чем на площадке ЗН в среднем в 60 раз, при этом загрязнение грунта радионуклидами на этой площадке незначительно. На учетной площадке О-1 в почве содержатся повышенные количества ^{60}Co , а на площадках О-1 и О-2 зафиксированы заметные удельные активности ^{137}Cs и ^{90}Sr .

Стерильность пыльцы растений. Поскольку пылинка растения – это его мужской гаметофит, и сифоногенная клетка, и два спермия несут гаплоидный набор

наследственной информации, пыльца растений является более чувствительным звеном в отношении повреждающих факторов по сравнению с диплоидными клетками, имеющими большие возможности для репарации повреждений. Поэтому выбранный в работе показатель фертильности (стерильности) пыльцы, отражающий репродуктивный потенциал растения, может изменяться под действием меньших доз и уровней техногенных факторов, в том числе радиоактивного загрязнения, на фоне других показателей, используемых в биологическом мониторинге [5, 6].

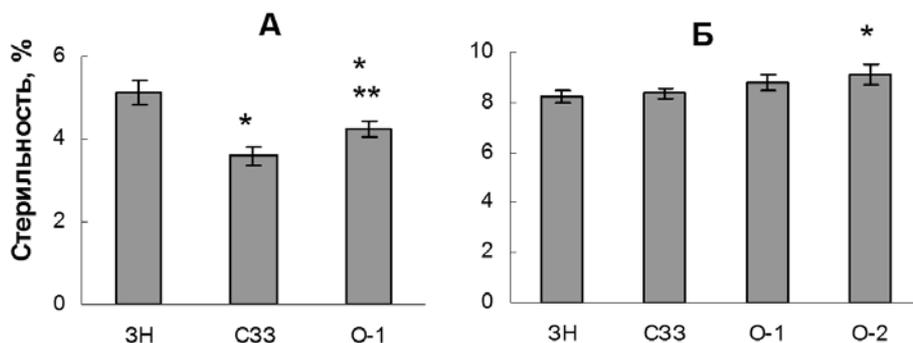


Рис. 1. Частота стерильной пыльцы лапчатки земляничной (А) и фиалки восточной (Б). Здесь и далее: * – статистически значимые отличия показателей у растений промплощадки по сравнению с ЗН, ** – с СЗЗ

Согласно полученным данным (рис. 1), процент стерильных зерен выше у фиалки восточной – от 8,2 до 9,1%, тогда как у лапчатки земляничной этот показатель колеблется в пределах 3,6 – 5,1%, причем самую высокую частоту стерильных пыльцевых зерен у лапчатки наблюдали в контроле (ЗН). Процент стерильной пыльцы выше у лапчатки, произрастающей в загрязненном радионуклидами ^{137}Cs , ^{90}Sr и ^{60}Co овраге, по сравнению с растениями из санитарно-защитной зоны. Поскольку стерильность пыльцы является довольно чувствительным показателем, даже у растений-синантропов [6, 7], к которым относится и лапчатка, можно допустить, что растения контрольной популяции находились под воздействием какого-то неучтенного экологического фактора. Возможно в данном случае сыграла роль разница в освещенности популяций лапчатки на исследованных территориях, обусловившая более раннее цветение растений на контрольном участке. В этом случае пыльники цветков на момент пробоотбора могли уже высypать часть пыльцы, причем, в первую очередь, это могла быть более тяжелая фертильная пыльца. В результате преарипарованные пыльники с оставшейся пыльцой могли содержать больший по сравнению с более молодыми цветками процент легких стерильных пыльцевых зерен.

У фиалки восточной наблюдается (рис. 1) достоверное увеличение процента стерильных зерен в зависимости от средней мощности дозы на учетной площадке ($r = 0.96$, $p = 0.02$). На наиболее загрязненном радионуклидами участке О-2 достигается статистически значимое различие с уровнем зоны наблюдения ЗН.

Флуктуирующая асимметрия (ненаправленные отклонения от билатеральной симметрии) рассматривается многими исследователями [3, 6] как показатель стабильности развития, возрастающий по мере нарушения онтогенетического гомеостаза. До выхода листа из почки формируется не более 40% клеток будущего листа [8]. Остальная часть листа формируется в течение достаточно длительного времени как результат активности краевой меристемы на двух сторонах листового зачатка. В течение всего времени формирования листа краевые меристемы испытывают воздействие внешних факторов, что находит отражение в отклонениях индивидуального развития.

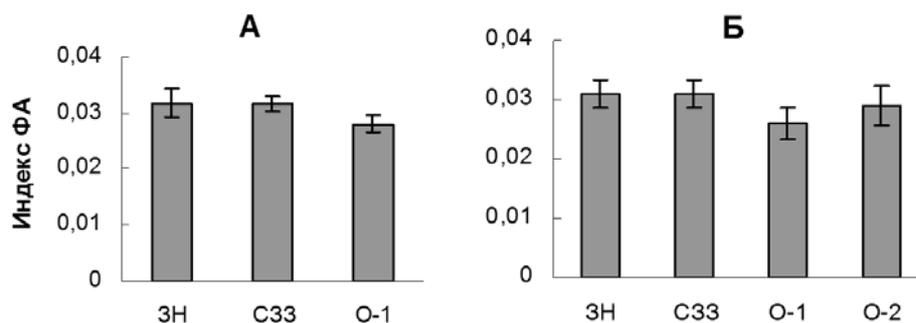


Рис. 2. Индекс флуктуирующей асимметрии листьев лапчатки земляничной (А) и фиалки восточной (Б)

Индекс ФА у лапчатки земляничной на исследованных участках изменялся в пределах 0,028 – 0,032 (рис. 2А). Наибольшей вариабельностью характеризовалась ширина верхних и нижних частей непарных листочков, наиболее стабильной была геометрия нижней части пластинки непарного листочка. Индекс ФА фиалки восточной на обследованных участках изменялся в пределах 0,026 – 0,031 (рис. 2Б). Наибольшей вариабельностью характеризовалось расстояние от края листовой пластинки до центральной жилки в верхней четверти листа, наименьшие флуктуации наблюдались у геометрии нижней четверти листовой пластинки. Статистических различий между показателем асимметрии на обследованных участках, а также достоверной зависимости этого показателя от уровней радиационного воздействия у лапчатки и фиалки не обнаружено. Получить данные об уровне ФА у лапчатки и фиалки на площадке РИТЭГ, которая характеризуется наиболее высокими уровнями внешнего облучения, не удалось. Индекс ФА листовых пластинок клевера ползучего изменялся в пределах 0,033 – 0,043 (рис. 3А). Обнаружено статистически значимое увеличение индекса ФА листьев клевера, собранных на участке вблизи хранилища радиоизотопных термоэлектрических генераторов. Мощность дозы на участке вблизи хранилища РИТЭГ в 50 – 60 раз выше естественного радиационного фона (табл. 1), что позволяет сделать предположение о радиационной природе наблюдаемых изменений.

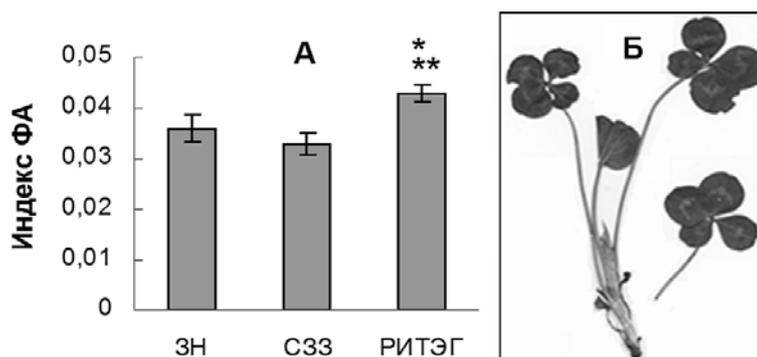


Рис. 3. Результаты изучения клевера ползучего: А – индекс ФА листьев; Б – растение клевера ползучего с четырьмя листочками

На этом же участке обнаружено увеличение количества листочков сложных листьев у побегов одной из куртин клевера ползучего (рис. 3Б). Такие морфологические отклонения в природных популяциях клевера встречаются с частотой 1:10000. Из 28-ми побегов обследованной куртины у 21-го побега были только нормальные сложные листья с тремя листочками; у четырех побегов было обнаружено по одному, у двух побегов – по два листа с четырьмя листочками, а у одного

– сложный лист с пятью листочками. Все побеги, несущие более трех листьев, представляли дочерние ответвления одной ветви надземного корневища. Среди других обследованных куртин клевера экземпляров с отклонением количества листочков от нормального обнаружено не было. Поскольку данный эффект был обнаружен только в одной куртине, которая представляет собой потомство одного растения, выдвинуть обоснованную гипотезу о происхождении данной аномалии (спонтанное возникновение или техногенно-индуцированное) невозможно.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Традиционные методы физико-химического мониторинга, который осуществляется путем отбора проб воздуха, воды и почвы и определения содержания в них загрязняющих веществ, не могут дать полной и объективной характеристики состояния природной среды, поскольку не предназначены для оценки состояния биологических объектов и поэтому не могут быть использованы для оценки биологических последствий техногенного воздействия на представителей природных сообществ. В условиях техногенного воздействия ситуация, как правило, усугубляется одновременным присутствием в природной среде большого числа разнообразных загрязнителей и стресс-факторов, установление точных уровней которых является трудоемкой задачей, не всегда технически возможной и экономически целесообразной. Более того, биологические последствия взаимодействия разных факторов для всего разнообразия природных сообществ и видов практически невозможно предсказать. Охарактеризовать экологическую опасность техногенного воздействия для экосистем и составляющих их видов и улучшить систему контроля и оценки качества окружающей среды возможно, если систему экологического и радиационного мониторинга дополнить методами биологического мониторинга [9, 10]. Именно такой подход был использован для оценки состояния природной среды в зоне влияния ПВХ б. Сыроева.

При оценке флуктуирующей асимметрии значимые различия с контролем были обнаружены в популяции клевера ползучего, населяющей участок вблизи хранилища РИТЭГ, где мощность экспозиционной дозы в 50 – 60 раз превышает естественный радиационный фон. Кроме того, в популяции клевера была обнаружена редкая морфологическая аномалия: вместо обычного для этого растения сложного листа с тремя листочками на нескольких побегах отмечены листья с четырьмя и пятью листочками. Для изучения природы этой аномалии необходимы дополнительные исследования. У двух других растений достоверных отличий в уровнях флуктуирующей асимметрии выявлено не было. Однако следует подчеркнуть, что образцы лапчатки и фиалки на площадке РИТЭГ собрать не удалось.

Репродуктивные качества, к числу которых относится фертильность (стерильность) пыльцевых зерен, как правило, являются одними из наиболее чувствительных интегральных показателей состояния природных популяций. Для фиалки восточной обнаружена статистически значимая связь между степенью техногенного воздействия и стерильностью пыльцы. В то же время репродуктивный потенциал популяции определяется большим количеством факторов среды обитания. Поэтому в условиях относительно невысокого антропогенного воздействия, что характерно для участков 0-1 и 0-2, где отбирались пробы пыльцы, решающее влияние могли оказать иные факторы, например, погодные или почвенные условия, тип экологической стратегии вида, биотическое окружение и т.д. Так у лапчатки земляничной из зоны наблюдения выявлен повышенный уровень стерильности пыльцы в контрольной популяции, что может быть обусловлено условиями произрастания. Для более обоснованного вывода о степени негативного влияния на репродуктивные

качества населяющих территорию предприятия растений желательнее провести повторное обследование, расширив число видов-биоиндикаторов, в том числе на участках с высоким уровнем радиационного воздействия.

Работа финансировалась в рамках ФЦП «Промышленная утилизация вооружения и военной техники ядерного комплекса на 2011–2015 годы и на период до 2020 года» (контракт № 10-3-14-2013) и гранта № 14-14-00666 Российского научного фонда.

Литература

1. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2012 г. Ежегодник. – М.: Метеоагентство Росгидромета, 2013.
2. МУК 2.6.1.1194-03. Радиационный контроль. Стронций-90 и цезий-137. Пищевые продукты. Отбор проб, анализ и гигиеническая оценка. Минздрав России. М., 2003. 31 с.
3. Методические рекомендации по выполнению оценки качества среды по состоянию живых существ (оценка стабильности развития живых организмов по уровню асимметрии морфологических структур) / Распоряжение Росэкологии от 16.10.2003 № 460. М.: Наука, 2003. 24 с.
4. Паушева З.П. Практикум по цитологии растений. М.: Колос, 1988. 304 с.
5. Позолотина В.Н., Молчанова И.В., Караваева Е.Н., Михайловская Л.Н. и др. Современное состояние наземных экосистем Восточно-Уральского радиоактивного следа: уровни загрязнения, биологические эффекты / В. Н. Позолотина, И. В. Молчанова, Е. Н. Караваева, Л. Н. Михайловская, Е. В. Антонова. Екатеринбург: Изд-во «Голицынский», 2008. 204 с.
6. Geras'kin S.A., Evseeva T.I., Oudalova A.A. Plants as a tool for the environmental health assessment / In: Encyclopedia of Environmental Health. Burlington: Elsevier, 2011. Vol. 4. PP. 571-579.
7. Горшкова Т.А. Оценка возможности использования клевера ползучего (*Trifolium repens* L.) для биоиндикации антропогенного нарушения среды // Известия Самарского научного центра РАН. 2012. Т. 14. № 1. С. 69–73.
8. Корона В.В. Строение и изменчивость листьев растений. Екатеринбург: УрО РАН, 2007. 280 с.
9. Гераськин С.А., Сарapulьцева Е.И. (ред.) Биологический контроль окружающей среды. Генетический мониторинг. – М.: Академия, 2010. 208 с.
10. Бахвалов А.В., Павлова Н.Н., Мирзеабасов О.А., Рассказова М.М., Лаврентьева Г.В., Сынзыныс Б.И., Глушков Ю.М. Оценка экологического риска на основе анализа критических нагрузок на экосистему регионального хранилища радиоактивных отходов // Бюллетень Национального радиационно-эпидемиологического регистра «Радиация и риск». 2012. Т. 21. № 4. С. 41–50.

Поступила в редакцию 20.10.2014 г.

Авторы

Горшкова Татьяна Александровна, доцент

E-mail: tgorshkova@yandex.ru

Удалова Алла Александровна, профессор, старший научный сотрудник

E-mail: oudalova@mail.ru

Гераськин Станислав Алексеевич, заведующий лабораторией

E-mail: stgeraskin@gmail.com

Киселев Сергей Михайлович, ведущий научный сотрудник

E-mail: sergbio@gmail.com

Ахромеев Сергей Викторович, младший научный сотрудник

E-mail: sergeyfmbs@gmail.com

UDC 577.34

BIOINDICATION OF THE ENVIRONMENT IN THE VICINITY OF THE FAR-EASTERN CENTER FOR RADIOACTIVE WASTE TREATMENTGorshkova T.A.¹, Oudalova A.A.^{1,2}, Geras'kin S.A.², Kiselev S.M.³, Ahromeev S.V.³¹Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI», Studgorodok 1, Obninsk, 249032, Russia²Russian Institute of Radiology and Agroecology, Obninsk³FGBU SSC Federal Medical Biophysical Center A.I. Burnazyan FMBA of Russia, Moscow

ABSTRACT

The present study was aimed at estimating the environmental conditions in the vicinity of the Far-Eastern center on radioactive waste treatment using bioindication techniques. Three species of plants (five-finger, violet, white clover) were sampled in five sites with dose rates ranging from 0.05 to 6.0 $\mu\text{Sv/h}$. A fluctuating asymmetry of leaves and pollen fertility were used as indexes of the environmental well-being. A statistically significant increase in the index of fluctuating asymmetry in white clover was found on the site where external dose rate enhanced the background rate by a factor of 50 – 60. In the same white clover population a rare morphological anomaly was found. Survey of the reproduction index, namely, pollen sterility, under conditions of relatively low levels of man-made impact revealed an increase in sterile pollen grains percentage in violet plants along with an external dose rate, while five-finger plants showed enhanced pollen sterility on the reference site. This allows an assumption about a significant contribution of ecological factors (weather, species type, biotic surrounding) to the cumulative plant response under low-level radiation impact. Thus, in this study alterations in developmental stability and reproduction ability are revealed in some plant species inhabiting sites with the highest levels of radiation impact. The findings obtained show that the bioindication approach could be considered as a promising method for primary screening-level assessment of the environmental well-being under man-made (including radioactive) contamination.

Key words: bioindication, pollen fertility, fluctuating asymmetry, morphological alterations, radioactive wastes, radionuclides.

REFERENCES

1. Radiacionnaja obstanovka na territorii Rossii i sopredel'nyh gosudarstv v 2012 godu. Ezhegodnik [Radiation situation on the territory of Russia and neighboring countries in 2012]. Moscow. Meteoagenstvo Rosgidrometa Publ., 2013 (in Russian).
2. MUK 2.6.1.1194-03. Radiacionnyj kontrol'. Stroncij-90 i cezij-137. Pishhevyje produkty. Otkor prob, analiz i gigienicheskaia ocenka [Guidelines. Radiation control. Strontium-90 and cesium-137. Foodstuffs. Sampling, analysis and hygienic estimation]. Moscow. Minzdrav Rossii Publ., 2003, 31 p. (in Russian).
3. Metodicheskie rekomendacii po vypolneniju ocenki kachestva sredy po sostojaniju zhivyh sushhestv (ocenka stabil'nosti razvitiia zhivyh organizmov po urovnju asimmetrii morfologicheskikh struktur) [Guidelines for the implementation of environment quality assessment on living beings (evaluation of stability of living organisms on an asymmetry level in morphological structures)] // Rosekologiya Order of 16.10.2003 № 460. Moscow. Nauka Publ., 2003. 24 p. (in Russian).
4. Pausheva Z.P. Praktikum po citologii rastenij [Practical training on plant cytology]. Moscow. Kolos Publ., 1988. 304 p. (in Russian).
5. Pozolotina V.N., Molchanova I.V., Karavaeva E.N., Mihajlovskaja L.N., Antonova E.V. Sovremennoe sostojanie nazemnyh jekosistem Vostochno-Ural'skogo radioaktivnogo sleda: urovni zagrijaznenija, biologicheskie jeffekty [The current state of terrestrial ecosystems of

the Eastern Ural Radioactive Trace: pollution levels, biological effects]. Ekaterinburg. Goshchitskii Publ., 2008, 204 p. (in Russian).

6. Geras'kin S.A., Evseeva T.I., Oudalova A.A. Plants as a tool for the environmental health assessment / In: Encyclopedia of Environmental Health. Burlington: Elsevier, 2011, v. 4, pp. 571-579.

7. Gorshkova T.A. Ocenka vozmozhnosti ispol'zovanija klevera polzuchego (*Trifolium repens* L.) dlja bioindikacii antropogennogo narushenija sredy. *Izvestija Samarskogo nauchnogo centra RAN*. 2012, v. 14, no. 1, pp. 69-73 (in Russian).

8. Korona V.V. Stroenie i izmenchivost' list'ev rastenij [Structure and variability of plant leaves]. Ekaterinburg. UrO RAN Publ., 2007, 280 p. (in Russian).

9. Geras'kin S.A., Sarapul'ceva E.I. (red.) Biologicheskij kontrol' okruzhajushhej sredy. Geneticheskij monitoring [Biological control of environment. Genetic monitoring]. Moscow. Akademija Publ., 2010, 208 p. (in Russian).

10. Bahvalov A.V., Pavlova N.N., Mirzeabasov O.A., Rasskazova M.M., Lavrent'eva G.V., Synzynys B.I., Glushkov Ju.M. Ocenka jekologicheskogo riska na osnove analiza kriticheskikh nagruzok na jekosistemu regional'nogo hranilishha radioaktivnyh othodov. *Bjulleten' Nacional'nogo radiacionno-jepidemiologicheskogo registra «Radiacija i risk»*. 2012, v. 21, no. 4, pp. 41-50 (in Russian).

Authors

Gorshkova Tat'jana Aleksandrovna, Senior Lecturer

E-mail: tgorshkova@yandex.ru

Oudalova Alla Aleksandrovna, Professor, Senior Researcher

E-mail: oudalova@mail.ru

Geras'kin Stanislav Alekseevich, Head of Laboratory

E-mail: stgeraskin@gmail.com

Kiselev Sergej Michailovich, Senior Researcher

E-mail: sergbio@gmail.com

Akhromeev Sergei Viktorovich, Junior Researcher

E-mail: sergeyfmcb@gmail.com

От редакции. В предыдущем номере журнала в статье Е.В. Никулина, А.В. Соболева, Ю.В. Волкова «Оценка показателей безопасности для реактора МБИР с помощью расчетного кода RELAP» авторы на стр. 39 привели некорректное выражение для баланса реактивности. Формулу (5) следует читать так:

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

где ρ_0 – реактивность, введенная в реактор в момент времени $t = 0$; $|\alpha_{\text{тепл}}|$ и $|\alpha_{\text{т}}|$ – коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя и температуре топлива соответственно; $\Delta T_{\text{тепл}}$ и $\Delta T_{\text{т}}$ – приращения во времени температуры теплоносителя и температуры топлива.

Приносим свои извинения читателям.

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2014 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- В.И. Рачков, С.Г. Калякин*
 Инновационная ядерная энерготехнология – основа крупномасштабной ядерной
 энергетики 1
- В.И. Рачков, П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин, В.В. Григоров, Н.А. Денисова, Н.И. Логинов,
 В.П. Мельников, А.С. Михеев, А.Г. Портяной, Е.Н. Сердунь, А.П. Сорокин, А.Н. Стороженко,
 В.В. Ульянов*
 Инновационные технологии, развиваемые в ГНЦ РФ-ФЭИ 1
- В.И. Рачков, А.Д. Ефанов, А.В. Жуков, С.Г. Калякин, А.П. Сорокин*
 Теплогидравлические исследования ЯЭУ (к 60-летию пуска Первой АЭС) 1
- Е.Н. Аврорин, А.Н. Чебесков*
 Быстрые реакторы и проблема ядерного нераспространения 1

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- Р.Р. Хафизов, Ю.М. Ашурко, А.В. Волков, Е.Ф. Иванов, В.В. Привезенцев, А.П. Сорокин,
 В.В. Кумской*
 Подготовка экспериментального стенда AP-1 и экспериментальной модели
 к проведению исследований процесса кипения натрия в ТВС
 в обоснование безопасности быстрого реактора нового поколения 1
- М.В. Кащеев, Ю.М. Ашурко*
 Исследование возможности удержания расплавленного топлива в быстром реакторе
 при тяжелой аварии 1
- В.С. Федотовский, Т.Н. Верещагина, С.В. Лунина, Е.А. Иванова*
 Виброакустические исследования ЯЭУ 1
- А.С. Курский*
 Обоснование безопасности корпусного кипящего реактора при крупных течах
 контура теплоносителя 2
- И.А. Паршиков, Д.С. Соловьев, С.Л. Соловьев*
 Расчетный анализ аварийных режимов реакторной установки с использованием
 теплогидравлического кода КОРСАР 2
- В.И. Мельников, В.В. Иванов, И.А. Тепляшин, А.В. Логинов, Д.И. Шмелев*
 Разработка многоточечной акустозондовой системы диагностики двухфазного
 теплоносителя 2
- Ю.М. Ашурко, К.А. Андреева, И.В. Бурьевский, А.В. Волков, В.А. Елисеев, А.В. Егоров,
 И.А. Кузнецов, Л.В. Коробейникова, В.И. Матвеев, Н.В. Соломонова, Ю.С. Хомяков,
 А.Н. Царапкина*
 Исследование влияния НПЭР на безопасность быстрого натриевого реактора
 большой мощности 3
- М.Б. Бакиров, В.П. Поваров, Д.А. Николаев, А.Ф. Громов, В.И. Левчук*
 Разработка технологии непрерывного акустико-эмиссионного мониторинга

эксплуатационной повреждаемости металла ответственного оборудования атомных станций	3
<i>С.В. Павлов</i>	
Методология материаловедческих исследований ТВС и твэлов ВВЭР для оперативного сопровождения внедрения нового топлива на АЭС	3
<i>Е.В. Никулин, А.В. Соболев, Ю.В. Волков</i>	
Оценка показателей безопасности для реактора типа МБИР с помощью расчетного кода RELAP	3
<i>М.Б. Бакиров, В.П. Поваров, Д.А. Николаев, А.Ф. Громов, В.И. Левчук, С.М. Горохов</i>	
Внедрение технологии экспертного непрерывного акустико-эмиссионного мониторинга для оценки эксплуатационной повреждаемости металла ответственного оборудования атомных станций	4
<i>Ю.А. Баранова, М.Т. Слепов</i>	
АЭС 2006 с энергоблоками ВВЭР-1200 – новый подход к отображению информации от систем технической диагностики	4

ИСТОРИЯ НАУКИ

<i>В.И. Ярыгин</i>	
Петлевые испытания термоэмиссионных электрогенерирующих каналов в реакторе АМ (60-летию Первой в мире АЭС посвящается)	4

МАТЕРИАЛЫ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

<i>Р.Ш. Асхадуллин, А.А. Осипов</i>	
Синтез наноструктурных материалов из металлических расплавов и перспективы их использования в различных областях науки и техники	2
<i>В.Я. Сухоносков, В.А. Чернов, Н.Ю. Богданов</i>	
Исследования влияния наноструктурированного аэрогеля оксида алюминия на процессы кристаллизации и структурообразования материала-фиксатора на основе оксида магния	2
<i>Ю.А. Коровин, А.В. Максимушкина</i>	
Расчет изотопного состава и наведенной активности облученных материалов инновационных электроядерных установок	2
<i>В.К. Милинчук, В.И. Белозеров, О.А. Ананьева, Т.Е. Ларичева, Т.Е. Куницына</i>	
Химическое разложение воды на водород в гетерогенных алюминийсодержащих композициях	4

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>Ю.Е. Швецов, Ю.М. Ашурко, И.Р. Суслов, К.Ф. Раскач, Л.М. Забудько, Е.Е. Мариненко</i>	
Мультифизичный код UNICO для анализа переходных процессов в быстрых натриевых реакторах	1
<i>В.М. Декусар, А.Ф. Егоров, В.В. Коробейников, А.Г. Калашников, В.Е. Коробицын, А.Л. Мосеев, П.А. Мосеев</i>	
Моделирование работы международного ядерного топливного центра по предоставлению услуг странам ближнего зарубежья	1
<i>А.В. Щербаков, О.М. Гулина, Н.Л. Сальников</i>	
Программный комплекс расчета допускаемых толщин стенок элементов оборудования АЭС в условиях эрозионно-коррозионного износа	2

<i>С.И. Битюков, Н.И. Красников, А.В. Максимушкина, А.Н. Никитенко, В.В. Смирнова</i> Метод статистического сравнения данных и его применение для анализа экспериментальных ядерно-физических данных	3
--	---

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

<i>Т.Н. Верещагина</i> О сохранении знаний в организациях атомной отрасли	1
<i>В.О. Лебедев, А.О. Толоконский, С.А. Королев, В.А. Власов</i> Внедрение опыта создания АСУТП объектов атомной отрасли на базе ПТК УМИКОН в учебный процесс	2

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

<i>А.Н. Соловьев, В.В. Федоров, В.И. Харлов, У.А. Степанова</i> Сравнительный анализ программ MCNPX и GEANT4 для дозиметрического планиро- вания терапии быстрыми нейтронами	2
<i>А.В. Левченко, Ю.Г. Забарянский, А.А. Головин, Н.К. Вознесенский, Ю.А. Кураченко</i> Программное обеспечение радионуклидной вертебропластики	3
<i>Ю.А. Кураченко</i> Фотонейтроны для нейтронозахватной терапии	4

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>А.П. Сорокин, Е.Ф. Иванов, Г.П. Богословская, Ю.Д. Левченко, В.В. Привезенцев, К.С. Рымкевич, И.Р. Зуева</i> Экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик модели воздушного теплообменника системы аварийного расхолаживания реактора на быстрых нейтронах	1
<i>Р.Ш. Асхадуллин, П.Н. Мартынов, В.И. Рачков, А.Ю. Легких</i> Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование массообменных аппа- ратов для обеспечения заданного кислородного режима в ТЖМТ (Pb, Pb-Bi)	1
<i>Д.О. Коломиец, Ю.Д. Левченко, А.П. Сорокин</i> Экспериментальное исследование гидравлического сопротивления пакета ореб- ренных труб воздушных теплообменников реакторов на быстрых нейтронах	1
<i>С.Г. Калякин, А.П. Сорокин, Ф.А. Козлов, В.В. Алексеев, С.И. Щербаков</i> Исследования в обоснование встроенной в бак реактора системы очистки натрия	2
<i>О.Ю. Кочнов, Ю.Д. Левченко, И.А. Чусов</i> Теплогидравлическое обоснование возможности установки контейнеров с уран- содержащим материалом в экспериментальный канал реактора ВВР-ц	3
<i>А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков</i> Особенности расчетного определения тепловыделения в оксидном ядерном топливе при испытаниях в реакторе БОР-60	4
<i>С.М. Дмитриев, Д.В. Доронков, А.Н. Пронин, Д.Н. Солнцев, В.Д. Сорокин, А.Е. Хробостов</i> Расчетно-экспериментальные исследования гидродинамики и массообмена теплоносителя за дистанционирующей решеткой тепловыделяющей сборки реактора плавучего энергоблока	4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

<i>В.С. Каграманян, В.В. Коробейников, В.И. Рачков</i> Концепция поэтапного освоения технологий быстрых реакторов и замыкания ядерного топливного цикла с учетом неопределенности знаний о будущем	1
<i>Ю.А. Казанский, М.И. Романов</i> Трансмутация малых актинидов в спектре нейтронов реактора на тепловых нейтронах	2
<i>К.Г. Легких, В.Б. Смыков</i> Метод очистки жидких радиоактивных отходов и концентратов от органической составляющей	3
<i>А.В. Мицкевич</i> Разработка методики нейтронного спектрального анализа для оценки содержания делящихся изотопов в ОТВС	3
<i>А.И. Дьяченко, М.И. Федоров, С.В. Соловьев, Н.А. Балагуров, В.А. Артисюк</i> Расчетные исследования в обоснование защищенности топливного цикла реактора СВБР-100 при использовании регенерированного урана	4
<i>Э.Е. Коновалов, В.С. Наумов, А.И. Ластов</i> Кондиционирование высокоактивных отходов реакторного графита с исполь- зованием самораспространяющегося высокотемпературного синтеза	4
<i>В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капанова, А.Ю. Пузаков</i> Сравнение характеристик топливных циклов стационарной ядерной энергетики на основе реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200	4

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

<i>В.Н. Кощев, Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля</i> Верификация нейтронных данных основных реакторных материалов из библиотеки РОСФОНД на интегральных экспериментах	1
<i>А.А. Перегудов, О.Н. Андрианова, Г.Н. Мантуров, К.Ф. Раскач, М.Ю. Семенов, А.М. Цибуля</i> Использование метода GRS для оценки погрешности нейтронно-физических характеристик перспективного быстрого реактора	2
<i>Ю.Е. Головки, В.Н. Кощев, Г.Б. Ломаков, Г.Н. Мантуров, Е.В. Рожихин, М.Ю. Семенов, А.М. Цибуля, А.А. Якунин</i> Верификация современной версии констант БНАБ и программы подготовки CONSYST в расчетах критичности	2
<i>О.Н. Андрианова, Ю.Е. Головки, Г.М. Жердев, Д.В. Задорнов, В.Н. Кощев, Г.Н. Мантуров, А.А. Перегудов, А.М. Цибуля</i> Тестирование ковариационных матриц погрешностей системы констант БНАБ	2
<i>Ю.В. Волков</i> Стохастическая теория ядерных реакторов нулевой мощности. Часть 2. Вероятность вырождения ветвящегося процесса и вопросы оценки вероятности возникновения ядерной аварии	2
<i>Б.Б. Тихомиров, В.М. Поплавский</i> Влияние статистических характеристик пучка твэлов ТВС на оценку температурного режима активной зоны быстрого натриевого реактора	2
<i>В.Н. Кощев, Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля</i> Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты	3

Ю.В. Волков

Стохастическая теория ядерных реакторов нулевой мощности.

Часть 3. Стохастические дифференциальные уравнения точечной кинетики реактора. Слабый посторонний источник нейтронов. Анализ модели эквивалентного шума реактивности 3

Д.М. Титов, С.Л. Дорохович, Ю.А. Казанский

Пути оптимизации коэффициентов реактивности активной зоны реактора теплоснабжения «МАСТЕР» 3

О.Ю. Кочнов, В.В. Колесов, Р.В. Фомин, Г.М. Жердев

Оценка увеличения производства ¹³¹I при использовании теллуровых мишеней усовершенствованной конструкции на реакторе ВВР-Ц 4

И.А. Евдокимов, В.В. Лиханский, А.А. Сорокин, В.Г. Зборовский, А.Н. Кожакин, М.Г. Чернецкий, Ю.М. Шестаков, А.С. Семеновых

Анализ эксплуатационных факторов, которые могут приводить к разгерметизации ТВС ВВЭР 4

А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов

О физических условиях для возникновения управляемой цепной реакции синтеза с участием нейтронов в термоядерных установках с магнитным удержанием плазмы 4

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

Н.И. Гончар, Д.В. Панкратов

Определение характеристик выхода полония из ТЖМТ в газовую фазу по экспериментальным данным ГНЦ РФ-ФЭИ 1

К.В. Тыклеева, А.А. Перегудов, С.В. Забродская, В.Н. Коцеев, С.Е. Шпакова

Влияние примесей первого контура на активность натрия в реакторах типа БН 1

Т.А. Горшкова, А.А. Удалова, С.А. Гераськин, С.М. Киселев, С.В. Ахромеев

Биоиндикация состояния природной среды в районе расположения дальневосточного центра по обращению с радиоактивными отходами 4

CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2014

URGENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>Rachkov V.I., Kalyakin S.G.</i>	
Innovative nuclear power technology – the basis of large-scale nuclear power engineering	1
<i>Rachkov V.I., Martynov P.N., Askhadullin R.S., Grigorov V.V., Denisova N.A., Loginov N.I., Mel'nikov V.P., Mikheev A.S., Portjanov A.G., Serdun E.N., Sorokin A.P., Storozhenko A.N., Ulyanov V.V., Yagodkin I.V.</i>	
Innovative technology developed in SSC RF-IPPE	1
<i>Rachkov V.I., Efanov A.D., Zhukov A.V., Kalyakin S.G., Sorokin A.P.</i>	
Thermohydraulic researches NPP (to the 60 anniversary of The First NPP)	1
<i>Avrorin E.N., Chebeskov A.N.</i>	
Fast reactors and problem of nuclear non-proliferation	1

GLOBAL SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS OF NUCLEAR POWER INSTALLATIONS

<i>Khafizov R.R., Ashurko Yu.M., Volkov A.V., Ivanov E.F., Privezentsev V.V., Sorokin A.P., Kumskey V.V.</i>	
AR-1 experimental model and facility preparation for the purpose of experimental investigation of sodium boiling in fuel subassembly mockup for new generation fast reactor safety justification	1
<i>Kascheev M.V., Ashurko Yu.M.</i>	
Research on the possibility of melted fuel containment in a fast reactor at a severe accident	1
<i>Fedotovskij V.S., Vereschagina T.N., Lunina S.V., Ivanova E.A.</i>	
Vibroacoustic dynamics of heterogeneous media and NPP structures	1
<i>Kurskij A.S.</i>	
Safety validation of the vessel-type boiling water reactor in case of major coolant leaks	2
<i>Parshikov I.A., Soloviev D.S., Soloviev S.L.</i>	
Accident analysis of reactor facility by using the KORSAR thermal hydraulic code	2
<i>Mel'nikov V.I., Ivanov V.V., Teplyashin I.A., Loginov A.V., Shmelyov D.I.</i>	
Development of a multi-point acoustic probe system for two-phase coolant diagnostics...	2
<i>Ashurko Yu.M., Andreeva K.A., Bur'evsky I.V., Volkov A.V., Eliseev V.A., Egorov A.V., Kuznetsov I.A., Korobeynikova L.V., Matveev V.I., Solomonova N.V., Khomyakov Yu.S., Tsarapkina A.N.</i>	
Investigation of the SVRE influence on the safety of large size sodium fast reactor	3
<i>Bakirov M.B., Povarov V.P., Nikolaev D.A., Gromov A.F., Levchuk V.I.</i>	
Development of technology for continuous acoustic-emission monitoring of metal operational damaging of nuclear power plants' main equipment	3

<i>Pavlov S.V.</i> Methodology of VVER FAs and fuel rods material tests to support on-line the implementation of new fuel at NPP	3
<i>Nikulin E.V., Sobolev A.V., Volkov Yu.V.</i> Assessment of the safety for the reactor type MBIR with current code RELAP	3
<i>Bakirov M.B., Povarov V.P., Nikolaev D.A., Gromov A.F., Levchuk V.I., Gorokhov S.M.</i> Implementation of expert continuous acoustic-emission monitoring technology for NPP critical equipment operational defectiveness assessment	4
<i>Baranova Yu.A., Slepov M.T.</i> NPP-2006 with VVER-1200 type reactor – a new approach to displaying information from technical diagnostics systems	4

SCIENCE HISTORY

<i>Yarygin V.I.</i> Loop tests of thermionic fuel elements in the AM reactor (to the 60 anniversary of The First NPP)	4
--	---

NUCLEAR MATERIALS

<i>Askhadullin R.Sh., Osipov A.A.</i> Synthesis of nanostructural materials from metal melts and their application in various areas of science and technology	2
<i>Sukhonosov V.Ya., Chernov V.A., Bogdanov N.Yu.</i> Influence of nanostructured aluminum oxide aero-gel on the crystallization process and structure of clamp material based on magnesium oxide	2
<i>Korovin Yu.A., Maksimushkina A.V.</i> Calculation of isotopic composition and induced activity of irradiated materials in innovative accelerator-driven systems	2
<i>Milinchuk V.K., Belozero V. I., Ananjeva O.A., Laricheva T.E., Kunitsyna T.E.</i> Chemical decomposition of water into hydrogen in heterogeneous aluminium-containing compositions	4

MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

<i>Shvetsov Yu. E., Ashurko Yu.M., Suslov I.R., Raskach K.F., Zabud'ko L.M., Marinenko E.E.</i> The UNICO multi-physics code to analyze transients in sodium fast reactors	1
<i>Dekusar V.M., Egorov A.F., Kalashnikov A.G., Korobeynikov V.V., Korobicin V.E., Moseev A.L., Moseev P.A.</i> Modeling services of international nuclear fuel cycle facility for commonwealth of independent states	1
<i>Scherbakov A.V., Gulina O.M., Salnikov N.L.</i> Calculation code to estimate admissible thickness of NPP equipment components under flow-accelerated corrosion	2
<i>Bityukov S.I., Krasnikov N.V., Maksimushkina A.V., Nikitenko A.N., Smirnova V.V.</i> A method for statistical comparison of data sets and its uses in analysis of nuclear physics data	3

PERSONNEL TRAINING*Vereschagina T.N.*

About knowledge management in nuclear organizations 1

*Lebedev V.O., Tolokonsky A.O., Korolev S.A., Vlasov V.A.*Implementation of the experience in designing APCS systems for nuclear facilities
based on UMIKON package in the educational process 2**APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND TOOLS***Solovyev A.N., Fedorov V.V., Kharlov V.I., Stepanova U.A.*Comparative analysis of MCNPX and GEANT4 for fast neutron radiation treatment
planning 2*Levchenko A.V., Zabaryansky Yu.G., Golovin A.A., Voznesensky N.K., Kurachenko Yu.A.*

Software for the radionuclide vertebroplasty 3

Kurachenko Yu.A.

Photoneutrons for neutron capture therapy 4

THERMAL PHYSICS AND THERMAL HYDRAULICS*Sorokin A.P., Ivanov E.F., Bogoslovskaya G.P., Levchenko Yu.D., Privezentsev V.V.,**Rymkevich K.S., Zueva I.R.*Experimental researches of thermal hydraulic characteristics in the model
of sodium-air heat exchanger for fast reactor emergency cooling system 1*Askhadullin R.Sh., Martynov P.N., Rachkov V.I., Legkikh A.Yu.*Calculation and experimental research in support of mass exchangers for providing
specific oxygen regime in heavy liquid metal coolants (Pb, Pb-Bi) 1*Kolomiyets D.O., Levchenko Yu.D., Sorokin A.P.*Experimental study on hydraulic resistance of the finned tube assembly
of the air heat exchangers in fast reactors 1*Kalyakin S.G., Sorokin A.P., Kozlov F.A., Alekseev V.V., Scherbakov S.I.*

Studies validating a sodium purification system integrated in the reactor vessel 2

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

Studies validating a sodium purification system integrated in the reactor vessel 2

*Kochnov O.Yu., Levchenko Yu.D., Chusov I.A.*Thermohydraulic justification for the installation of block-containers with
uranium-bearing material into experimental channel of WWR-c reactor 3*Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu.*Specifics of calculation of heat rate in oxide nuclear fuel during tests
in reactor BOR-60 4*Dmitirev S.M., Doronkov D.V., Pronin A.N., Solntsev D.N., Sorokin V.D., Khrobostov A.E.*Combined numerical and experimental investigations of hydrodynamics and coolant
flow mass transfer out of spacer grid in fuel assemblies of floating power unit 4**FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT***Kagramanyan V.S., Korobeynikov V.V., Rachkov V.I.*The concept of phased mastering of fast reactors technologies and closure of NFC under
conditions of uncertainty of future knowledge 1

<i>Kazansky Yu.A., Romanov M.I.</i> The transmutation of minor-actinides with neutrons of thermals reactors	2
<i>Legkikh K.G., Smykov V.B.</i> Method purification of liquid radioactive wastes and concentrates from organic impurities	3
<i>Mitskevich A.V.</i> Development of neutron spectrum analysis method to assess the content of fissile isotopes in SFA	3
<i>Dyachenko A.I., Fyodorov M.I., Solovyev S. V., Balagurov N.A., Artisyuk V.A.</i> Calculational studies for security justification of SVBR-100 reactor fuel cycle based on reprocessed uranium	4
<i>Konovalov E.E., Naumov V.S., Lastov A.I.</i> Conditioning of high level reactor core graphite waste using self-propagating high temperature synthesis	4
<i>Kagramanian V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Puzakov A.Y.</i> Comparison of fuel cycle characteristics for nuclear energy systems based on VVER-TOI and BN-1200 reactors	4

PHYSICS AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR REACTORS

<i>Koscheev V.N., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M.</i> Verification of neutron data for main reactor materials from ROSFOND neutron data library on integral experiments	1
<i>Peregudov A.A., Andrianova O. N., Manturov G.N., Raskach K.F., Semenov M.Yu., Tsibulya A.M.</i> GRS method to evaluate uncertainties in calculation parameters of an advanced fast reactor	2
<i>Golovko Yu.E., Koscheev V.N., Lomakov G.B., Manturov G.N., Rozhikhin E.V., Semenov M.Yu., Tsibulya A.M., Yakunin A.A.</i> Verification of ABBN constants and CONSYST code in criticality calculations	2
<i>Andrianova O.N., Golovko Yu.E., Jerdev G.M., Zadornov D.V., Koscheev V.N., Manturov G.N., Peregudov A.A., Tsibulya A.M.</i> Testing covariance matrices of uncertainties in the BNAB data system	2
<i>Volkov Yu. V.</i> Stochastic theory of zero power nuclear reactors. Part 2. Probability of degeneration for a branching process and some issues of estimating the probability of a nuclear accident	2
<i>Tikhomirov B.B., Poplavsky V.M.</i> Effect of statistical characteristics of fuel pin bundle on evaluation of temperature in the core of sodium cooled fast reactor	2
<i>Koscheev V.N., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M.</i> Group constants library ABBN-RF for nuclear reactor and shielding calculations	3
<i>Volkov Yu. V.</i> Stochastic theory of zero power nuclear reactors. Part 3. Stochastic differential equations of zero-dimensional reactor kinetics. Weak external neutron source. Analysis of the equivalent reactivity noise model	3
<i>Titov D.M., Dorokhov S.L., Kazansky Yu.A.</i> Approach to optimization of core reactivity coefficients for heat supply reactor «MASTER»	3

Kochnov O. Yu., Kolesov V.V., Fomin R.V., Jerdev G.M.
Assessment of the increase in ^{131}I production due to improved tellurium target
in the WWR-c reactor core 4

*Evdokimov I.A., Likhanskij V.V., Sorokin A.A., Zborovskij V.G., Kozhakin A.N., Chernetskij M.G.,
Shestakov Yu.M., Semenovych A.S.*
Analysis of operational factors that can lead to fuel failure in WWER units 4

Shmelev A.N., Kulikov G.G.
On the physical conditions for arising a controlled fusion chain reaction supported by
neutrons in fusion facilities with magnetic plasma confinement 4

ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

Gonchar N.I., Pankratov D.V.
Defining parameters of polonium release from HLMC into gas derived from IPPE
experimental data 1

Tikleeva K.V., Peregudov A.A., Zbrodskaya S.V., Koscheev V.N., Shpakova S.E.
The influence of impurities of the first loop on the activity of sodium
in BN reactors 1

Gorshkova T.A., Oudalova A.A., Geras'kin S.A., Kiselev S.M., Ahromeev S.V.
Bioindication of the environment in the vicinity of the Far-Eastern center
for radioactive waste treatment 4

2. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Аврурин Е.Н.	1	Ефанов А.Д.	1
Алексеев В.В.	2	Жемков И.Ю.	4
Ананьева О.А.	4	Жердев Г.М.	2,4
Андреева К.А.	3	Жуков А.В.	1
Андрианова О.Н.	2	Забарянский Ю.Г.	3
Артисюк В.А.	4	Забродская С.В.	1
Асхадуллин Р.Ш.	1, 2	Забудько Л.М.	1
Ахромеев С.В.	4	Задорнов Д.В.	2
Ашурко Ю.М.	1, 3	Зборовский В.Г.	4
Бакиров М.Б.	3, 4	Зуева И.Р.	1
Балагуров Н.А.	4	Иванов В.В.	2
Баранова Ю.А.	4	Иванов Е.Ф.	1
Белозеров В.И.	4	Иванова Е.А.	1
Битюков С.И.	3	Каграманян В.С.	1, 4
Богданов Н.Ю.	2	Казанский Ю.А.	2, 3
Богословская Г.П.	1	Калашников А.Г.	1, 4
Бурьевский И.В.	3	Калякин С.Г.	1, 2
Варивцев А.В.	4	Капранова Э.Н.	4
Верещагина Т.Н.	1	Кашцев М.В.	1
Власов В.А.	2	Киселев С.М.	4
Вознесенский Н.К.	3	Кожакин А.Н.	4
Волков А.В.	1, 3	Козлов Ф.А.	2
Волков Ю.В.	2, 3	Колесов В.В.	4
Гераськин С.А.	4	Коломиец Д.О.	1
Головин А.А.	3	Коновалов Э.Е.	4
Головко Ю.Е.	2	Коробейников В.В.	1
Гончар Н.И.	1	Коробейникова Л.В.	3
Горохов С.М.	4	Коробицын В.Е.	1
Горшкова Т.А.	4	Коровин Ю.А.	2
Григоров В.В.	1	Королев С.А.	2
Громов А.Ф.	3, 4	Кочнов О.Ю.	3, 4
Гулина О.М.	2	Кошцев В.Н.	1, 2, 3
Декусар В.М.	1	Красников Н.И.	3
Денисова Н.А.	1	Кузнецов И.А.	3
Дмитриев С.М.	4	Куликов Г.Г.	4
Доронков Д.В.	4	Кумской В.В.	1
Дорохович С.Л.	3	Куницына Т.Е.	4
Дьяченко А.И.	4	Кураченко Ю.А.	3, 4
Евдокимов И.А.	4	Курский А.С.	2
Егоров А.В.	3	Ларичева Т.Е.	4
Егоров А.Ф.	1	Ластов А.И.	4
Елисеев В.А.	3	Лебедев В.О.	2

Левченко А.В.	3	Рымкевич К.С.	1
Левченко Ю.Д.	1, 3	Сальников Н.Л.	2
Левчук В.И.	3, 4	Семенов М.Ю.	2
Легких А.Ю.	1	Семеновых А.С.	4
Легких К.Г.	3	Сердунь Е.Н.	1
Лиханский В.В.	4	Слепов М.Т.	4
Логинов А.В.	2	Смирнова В.В.	3
Логинов Н.И.	1	Смыков В.Б.	3
Ломаков Г.Б.	2	Соболев А.В.	3
Лунина С.В.	1	Солнцев Д.Н.	4
Максимушкина А.В.	2, 3	Соловьев А.Н.	2
Мантуров Г.Н.	1, 2, 3	Соловьев Д.С.	2
Мариненко Е.Е.	1	Соловьев С.В.	4
Мартынов П.Н.	1	Соловьев С.Л.	2
Матвеев В.И.	3	Соломонова Н.В.	3
Мельников В.И.	2	Сорокин А.А.	4
Мельников В.П.	1	Сорокин А.П.	1, 2
Милинчук В.К.	4	Сорокин В.Д.	4
Михеев А.С.	1	Степанова У.А.	2
Мицкевич А.В.	3	Стороженко А.Н.	1
Мосеев А.Л.	1	Суслов И.Р.	1
Мосеев П.А.	1	Сухоносов В.Я.	2
Наумов В.С.	4	Тепляшин И.А.	2
Никитенко А.Н.	3	Титов Д.М.	3
Николаев Д.А.	3, 4	Тихомиров Б.Б.	2
Николаев М.Н.	1, 3	Толоконский А.О.	2
Никулин Е.В.	3	Тыклеева К.В.	1
Осипов А.А.	2	Удалова А.А.	4
Павлов С.В.	3	Ульянов В.В.	1
Панкратов Д.В.	1	Федоров В.В.	2
Паршиков И.А.	2	Федоров М.И.	4
Перегудов А.А.	1, 2	Федотовский В.С.	1
Поваров В.П.	3, 4	Фомин Р.В.	4
Поплавский В.М.	2	Харлов В.И.	2
Портяной А.Г.	1	Хафизов Р.Р.	1
Привезенцев В.В.	1	Хомяков Ю.С.	3
Пронин А.Н.	4	Хробостов А.Е.	4
Пузаков А.Ю.	4	Царапкина А.Н.	3
Раскач К.Ф.	1, 2	Цибуля А.М.	1, 2, 3
Рачков В.И.	1	Чебесков А.Н.	1
Рожихин Е.В.	2	Чернецкий М.Г.	4
Романов М.И.	2	Чернов В.А.	2

Чусов И.А.	3
Швецов Ю.Е.	1
Шестаков Ю.М.	4
Шмелев А.Н.	4
Шмелев Д.И.	2
Шпакова С.Е.	1
Щербаков А.В.	2
Щербаков С.И.	2
Ягодкин И.В.	1
Якунин А.А.	2
Ярыгин В.И.	4

AUTHOR INDEX

Ahromeev S.V.	4	Grigorov V.V.	1
Alekseev V.V.	2	Gromov A.F.	3, 4
Ananjeva O.A.	4	Gulina O.M.	2
Andreeva K.A.	3	Ivanov E.F.	1
Andrianova O.N.	2	Ivanov V.V.	2
Artisyuk V.A.	4	Ivanova E.A.	1
Ashurko Yu.M.	1, 3	Jerdev G.M.	2, 4
Askhadullin R.Sh.	1, 2	Kagramanyan V.S.	1, 4
Avrorin E.N.	1	Kalashnikov A.G.	1, 4
Bakirov M.B.	3, 4	Kalyakin S.G.	1, 2
Balagurov N.A.	4	Kapranova E.N.	4
Baranova Yu.A.	4	Kascheev M.V.	1
Belozеров V. I.	4	Kazansky Yu.A.	2, 3
Bityukov S.I.	3	Khafizov R.R.	1
Bogdanov N.Yu.	2	Kharlov V.I.	2
Bogoslovskaya G.P.	1	Khomyakov Yu.S.	3
Bur'evsky I.V.	3	Khrobostov A.E.	4
Chebeskov A.N.	1	Kiselev S.M.	4
Chernetskij M.G.	4	Kochnov O.Yu.	3, 4
Chernov V.A.	2	Kolesov V.V.	4
Chusov I.A.	3	Kolomiyets D.O.	1
Dekusar V.M.	1	Konovalov E.E.	4
Denisova N.A.	1	Korobeynikov V.V.	1
Dmitirev S.M.	4	Korobeynikova L.V.	3
Dorokhovich S.L.	3	Korobicin V.E.	1
Doronkov D.V.	4	Korolev S.A.	2
Dyachenko A.I.	4	Korovin Yu.A.	2
Efanov A.D.	1	Koscheev V.N.	1, 2, 3
Egorov A.F.	1	Kozhakin A.N.	4
Egorov A.V.	3	Kozlov F.A.	2
Eliseev V.A.	3	Krasnikov N.V.	3
Evdokimov I.A.	4	Kulikov G.G.	4
Fedorov V.V.	2	Kumskoy V.V.	1
Fedotovskij V.S.	1	Kunitsyna T.E.	4
Fomin R.V.	4	Kurachenko Yu.A.	3, 4
Fyodorov M.I.	4	Kurskij A.S.	2
Geras'kin S.A.	4	Kuznetsov I.A.	3
Golovin A.A.	3	Laricheva T.E.	4
Golovko Yu.E.	2	Lastov A.I.	4
Gonchar N.I.	1	Lebedev V.O.	2
Gorokhov S.M.	4	Legkikh A.Yu.	1
Gorshkova T.A.	4	Legkikh K.G.	3

Levchenko A.V.	3	Salnikov N.L.	2
Levchenko Yu.D.	1, 3	Scherbakov A.V.	2
Levchuk V.I.	3, 4	Scherbakov S.I.	2
Likhanskij V.V.	4	Semenov M.Yu.	2
Loginov A.V.	2	Semenovykh A.S.	4
Loginov N.I.	1	Serdun' E.N.	1
Lomakov G.B.	2	Shestakov Yu.M.	4
Lunina S.V.	1	Shmelev A.N.	4
Maksimushkina A.V.	2, 3	Shmelyov D.I.	2
Manturov G.N.	1, 2, 3	Shpakova S.E.	1
Marinenko E.E.	1	Shvetsov Yu.E.	1
Martynov P.N.	1	Slepov M.T.	4
Matveev V.I.	3	Smirnova V.V.	3
Mel'nikov V.I.	2	Smykov V.B.	3
Mel'nikov V.P.	1	Sobolev A.V.	3
Mikheev A.S.	1	Solntsev D.N.	4
Milinchuk V.K.	4	Solomonova N.V.	3
Mitskevich A.V.	3	Soloviev D.S.	2
Moseev A.L.	1	Soloviev S.L.	2
Moseev P.A.	1	Solovyev A.N.	2
Naumov V.S.	4	Solovyev S.V.	4
Nikitenko A.N.	3	Sorokin A.A.	4
Nikolaev D.A.	3, 4	Sorokin A.P.	1, 2
Nikolaev M.N.	1, 3	Sorokin V.D.	4
Nikulin E.V.	3	Stepanova U.A.	2
Osipov A.A.	2	Storozhenko A.N.	1
Oudalova A.A.	4	Sukhonosov V.Ya.	2
Pankratov D.V.	1	Suslov I.R.	1
Parshikov I.A.	2	Teplyashin I.A.	2
Pavlov S.V.	3	Tikhomirov B.B.	2
Peregudov A.A.	1, 2	Tikleeva K.V.	1
Poplavsky V.M.	2	Titov D.M.	3
Portjanov A.G.	1	Tolokonsky A.O.	2
Povarov V.P.	3, 4	Tsarapkina A.N.	3
Privezentsev V.V.	1	Tsibulya A.M.	1, 2, 3
Pronin A.N.	4	Ulyanov V.V.	1
Puzakov A.Y.	4	Varivtcev A.V.	4
Rachkov V.I.	1	Vereschagina T.N.	1
Raskach K.F.	1, 2	Vlasov V.A.	2
Romanov M.I.	2	Volkov A.V.	1, 3
Rozhikhin E.V.	2	Volkov Yu.V.	2, 3
Rymkevich K.S.	1	Voznesensky N.K.	3

Yagodkin I.V.	1
Yakunin A.A.	2
Yarygin V.I.	4
Zabaryansky Yu.G.	3
Zabrodsкая S.V.	1
Zabud'ko L.M.	1
Zadornov D.V.	2
Zborovskij V.G.	4
Zhemkov I.Yu.	4
Zhukov A.V.	1
Zueva I.R.	1