

Министерство науки и высшего образования
Российской Федерации
Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»
Национальный исследовательский ядерный университет
«МИФИ»
Обнинский институт атомной энергетики

БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

XVII Международная научно-практическая
конференция

Тезисы докладов
Обнинск, 22-23 ноября 2021 г.

Обнинск 2021

УДК 621.039:5

Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2021. XVII Международная научно-практическая конференция (Обнинск: 22-23 ноября 2021) – 228 с.

- Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2021

Future of Nuclear Power – AtomFuture 2021: XVII International scientific and practical conference (Obninsk: 22-23 November 2021) – 228 p.

-Obninsk: OINPENRNUMEPHI, 2019

Конференция проводится с целью выявления талантливых студентов, магистрантов, аспирантов, молодых ученых и специалистов.

Проведение Конференции направлено на решение следующих задач:

- стимулирование научно-исследовательской и прикладной деятельности молодежи;
- выявление новых идей и разработок;
- организация обмена мнениями и сотрудничества среди молодежи;
- содействие в научно-технической и рационализаторской работе молодых специалистов.

Все работы представлены в авторской редакции.

Учредители конференции

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

Организатор конференции

Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ».

©ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2021 г.

© Авторы, 2021 г.

СЕКЦИЯ I РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС

МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗОТОПНОЙ КИНЕТИКИ РАСПЛАВЛЕННО-СОЛЕВОЙ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ В ПЕТЛЕ РЕАКТОРА МБИР

*Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю.
НИЦ «Курчатовский институт», г Москва*

Работа посвящена моделированию циркуляции жидкосолевой топливной композиции в экспериментальном канале реакторной установки МБИР [1].

Рассматриваются два подхода к моделированию системы (петли) с циркулирующим топливом: 1) эволюция изотопного состава топливной композиции в поле нейтронов с усредненной по всему петлевому контуру плотностью потока нейтронов; 2) изменение изотопного состава при последовательном выгорании нуклидов в поле нейтронов (петля в активной зоне реактора) и выдержке во время движения во внешнем контуре.

Для корректного усреднения плотности потока нейтронов и оценки времени прохождения топливной соли через внешний контур оценены характеристики петли, в том числе размеры двух вариантов промежуточного теплообменника и объем петлевого канала для каждого из них. Разработана расчетная модель для оценки изотопного состава жидкосолевой топливной композиции.

Произведено моделирование [2] циркуляции топливной соли в петлевом канале: последовательный перенос заданного объема соли из зоны выгорания в зону за пределами активной зоны реактора.

Литература

1. Blandinskii V.Y., Kuzenkova D.S. Computational Validation of Experiments with Molten-Salt Thorium-Uranium Fuel Compositions in MBIR Test Loop // Atomic Energy. Moscow, 2020, v. 128, № 5, p. 271-276.

2. Blandinskiy V.Yu., Dudnikov A.A. Calculations of spent fuel isotopic composition for fuel rod from VVER-440 fuel assembly benchmark using several evaluated nuclear data libraries. — Kerntechnik, 2018, v. 83, № 4, p. 325—330.

ЦИКЛИЧНОЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТОПЛИВА НА ОСНОВЕ ТОРИЯ В РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР-1000

*Казанский Ю.А., Кушнир Н.О., Хныкина Е.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Данная работа посвящена рассмотрению возможности использования топлива на основе тория в ядерных реакторах с целью экономии запасов природного урана. Необходимость такого шага обусловлена мировыми тенденциями в повышении энергопотребления и одновременным истощением природных запасов урана, которых по некоторым оценкам будет достаточно не более, чем на 100 лет [1]. Возможность использования тория подтверждается накопленными материалами МАГАТЭ и опытом исследований в других странах, в частности в Соединенных Штатах и Франции [2-4].

Для решения этой проблемы предлагается использовать более экономичный топливный цикл в российском аналоге реактора с водой под давлением – ВВЭР-1000. В качестве топлива используется высокообогащенный уран в матрице тория-232. Отработавшее топливо планируется подвергать химической обработке и компенсировать убыль поделившихся ядер. Для этого в отработавшее топливо добавляется такое количество урана-235 и тория-232, чтобы сумма тяжелых ядер совпала с первоначальной загрузкой. Затем это топливо возвращается в активную зону, тем самым снижая потребление природного урана за счёт накопленного в нём урана-233. Использование тория-232 в качестве матрицы обусловлено его преимуществом как сырьевого элемента в тепловом спектре нейтронов по сравнению с ураном-238.

В работе анализируется изотопный состав с течением времени, обсуждаются экономические аспекты, а также рассчитывается критичность на протяжении каждой итерации. Состав топлива был подобран таким образом, чтобы кампания реактора

оставалась неизменной. С помощью ПК Serpent была построена модель реактора типа ВВЭР-1000. При этом полученные результаты были сопоставлены с фактическими данными, в частности, для выгорания.

В результате было установлено, что при использовании нового вида топлива в выбранном реакторе мы сможем перейти на новый топливный цикл, в котором будет использоваться топливо с более низким обогащением по сравнению с нынешним топливом. При этом безопасность топлива повысится наряду с нераспространением.

Литература

1. Global Uranium Resources to Meet Projected Demand [Электронный ресурс] Режим доступа <https://www.iaea.org/news-center/news/global-uranium-resources-meet-projected-demand> (дата посещения 14.11.2021).

2. Jose R. Maiorino, et al., «Feasibility to Convert an Advanced PWR from UO₂ to a Mixed U/ThO₂ Core – Part I: Parametric studies»// Annals of Nuclear Energy, - 2017, Vol. 102.

3. D. Sylvain, et al., «Revisiting the thorium-uranium nuclear fuel cycle»// Europhysicsnews, - 2007, Vol.38, No 2.

4. IAEA Thorium-based nuclear fuel: current status and perspectives.- Vienna: IAEA, 1987.

ВЛИЯНИЕ ДЕТАЛИЗАЦИИ ФУНКЦИИ ЦЕННОСТИ НА ТОЧНОСТЬ РАСЧЕТА ФУНКЦИОНАЛОВ НЕЙТРОННОЙ КИНЕТИКИ В ВОДО-ВОДЯНЫХ КРИТИЧЕСКИХ СБОРКАХ МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО

*Архангельский Д.М., Дайченко Ю.С., Калугин М.А.,
Олейник Д.С., Шкаровский Д.А.
НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва*

В работе с использованием программного комплекса MCU [1] методом Монте-Карло были рассчитаны три критических эксперимента, в которых оценивались эффективная доля запаздывающих нейтронов β_{eff} и время генерации нейтронов Λ .

Ранее при расчёте данных функционалов функция ценности нейтронов принималась за константу. В новой версии программного комплекса MSU реализована возможность учитывать функцию ценности с любой степенью детализации [2].

Для исследования влияния степени детализации на β_{eff} и Λ производилось разбиение моделей исследуемых стэндов на регистрационные объекты. В первом случае рассматривалось аксиальное разбиение модели, во втором – радиальное, в третьем – радиальное и аксиальное разбиения вместе взятые.

Радиальное разбиение производилось потвэльно: каждому твэлу назначался свой отдельный регистрационный объект. Аксиальное разбиение производилось разделением сборки на 10 (ZR6) или 11 («Стенд П») регистрационных слоёв по высоте.

Для исследования взяты эксперименты с низкообогащенным ураном в составной системе с тепловым спектром, проводившиеся на легководных критических стэндах ZR6 (LCT-015) и «Стенд П» (LCT-053 и LCT-085) из сборника ICSBER [3].

Критический стэнд ZR6 представляет собой массивный бак с борированной водой, в который помещено 1765 твэлов обогащением 3,6% по 235U с шагом 1,27 см. Высота топливного столба твэлов составляет 125 см. Критичность сборки достигалась подбором уровня воды.

Критический «Стенд П» также является массивным баком, заполненным лёгкой водой, в котором размещены твэлы обогащением 4,4% (LCT-053) или 6,5% (LCT-085) по 235U с шагом 1,27 см. Критичность сборки достигалась подбором уровня воды. Число твэлов варьировалось в зависимости от исследуемой конфигурации эксперимента.

Результаты численного моделирования показали, что аксиальная составляющая функции ценности нейтронов во всех экспериментах практически не оказывает влияния на точность вычисления β_{eff} и Λ : различие между полученными значениями составляет менее 1%.

Радиальная составляющая оказывает существенное (до 15,9%) влияние на точность расчёта Λ , при этом почти никак не влияя на оценку β_{eff} . Полученный результат объясняется нали-

нием массивного водного отражателя, который, вследствие увеличения водно-уранового соотношения, вызывает всплеск скорости реакции генерации на периферии сборки. При этом функция ценности нейтронов монотонно убывает от центра к краю сборки. Принятие в расчёт функции ценности нейтронов позволяет учесть высокую вероятность утечки периферийных нейтронов, тем самым существенно уменьшая оценку Λ .

Использование комбинированного разбиения незначительно улучшает точность расчёта ($< 1\%$) в связи с малым вкладом аксиального разбиения по сравнению с радиальным.

Таким образом, увеличение детализации функции ценности нейтронов необходимо в периферийных областях, в которых наблюдается резкое изменение спектра нейтронов.

Литература

1. Kalugin M.A., Oleynik D.S., Shkarovsky D.A., Overview of the MCU Monte Carlo Software Package // Annals of Nuclear Energy, 2015. Vol. 82, pp. 54–62.
2. Gurevich M.I., et al., Estimation of some neutron physics characteristics by Monte-Carlo method using the importance function // Annals of Nuclear Energy, 2019. Vol. 130, pp. 388–393.
3. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC (95)03, 2002.

ПОДГОТОВКА МАКРОКОНСТАНТ МЕТОДОМ МОНТЕ КАРЛО ДЛЯ ДИФФУЗИОННОГО РАСЧЕТА КРИТИЧЕСКОГО СТЕНДА АСТРА

*Волков Ю.Н., Кругликов А.Е., Щуровская М.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В данной работе представлена методика подготовки макроконстант с помощью программ расчета методом Монте Карло MCU–HTR [1] и Serpent [2] для диффузионных расчетов высокотемпературных ядерных реакторов с насыпной активной зоной. Для разработки методики рассмотрены экспериментальные конфигурации критического стенда АСТРА [3] (рис. 1) и ряд модель-

ных задач, позволяющих протестировать основные методы гомогенизации, используемые в MCU–HTR и Serpent, для реакторных систем данного типа. Помимо модельных задач рассмотрены две экспериментальные конфигурации, для которых выполнен расчетный анализ экспериментов по определению весов органов регулирования и пространственных распределений скоростей реакций деления урана-235 с помощью интеллектуальной системы SHIPR [4] с применением макроконстант, подготовленных с помощью программы MCU–HTR. Также рассмотрена одна из экспериментальных конфигураций, на которой проведена серия нестационарных экспериментов. На основе сравнения результатов диффузионных расчетов модельных задач с расчетами методом Монте Карло, выбраны методы подготовки констант и способы гомогенизации для топливных и нетопливных областей реактора, обеспечивающие наилучшее совпадение результатов диффузионного и прецизионного расчетов. Также представлено сравнение результатов расчетного анализа экспериментальных конфигураций с использованием разработанной методики с ранее выполненными расчетами с использованием макроконстант, подготовленных с помощью программы WIMS, и расчетами, выполненными с помощью программы MCU–HTR.

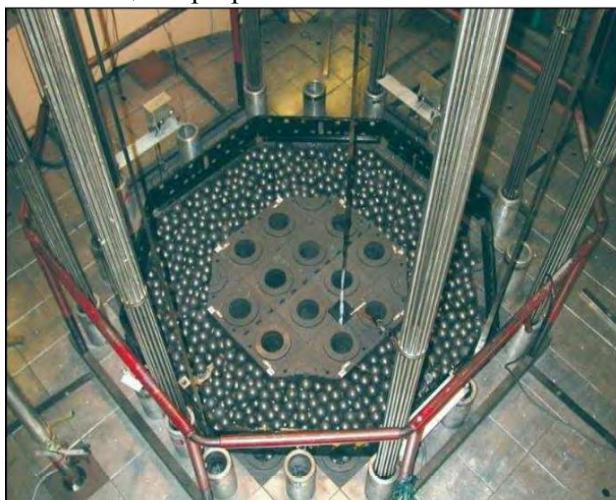


Рис. 1. Общий вид критического стенда АСТРА

Литература

1. Alekseev, N.I., Bol'shagin, S.N., Gomin, E.A. et al. The status of MCU-5. Phys. Atom. Nuclei 75, 1634–1646 (2012).
2. J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, and T. Kaltiainenaho. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.
3. Nikolai N. Ponomarev-Stepnoi, et al. Graphite annular core assemblies with spherical fuel elements containing coated UO₂ fuel particles. International Handbook of evaluated reactor physics benchmark experiments. NEA/NSC/DOC (2006)1, March 2009 Edition, ASTRA-GCR-EXP-001, CRIT.
4. Зизин М.Н. Интеллектуальная программная система ShIPR для математического моделирования ядерных реакторов. Вычислительные модули многогруппового пространственно-временного трехмерного расчёта плотности потока нейтронов в диффузионном приближении: препринт ИАЭ-6428/5. М., 2006.

ИССЛЕДОВАНИЕ ТОПЛИВА С НЕПТУНИЕВОЙ ФРАКЦИЕЙ В ТВС РЕАКТОРА ВВЭР-1000

*Лызина Д. Д, Дикова Т. С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Минорные актиниды являются одной из причин высокой активности отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Одним из способов уменьшения активности радиоактивных отходов является использование малых актинидов в качестве добавок к топливу. Важным аргументом в пользу данного метода служит получение электроэнергии в добавок к снижению доли минорных актинидов [1]. Относительно долгоживущие изотопы нептуния (Np-237, Np-235, Np-236) обладают способностью делиться, а значит могут быть использованы в топливе. Вопрос добавления нептуниевой фракции в урановое топливо рассматривается в ряде работ [2].

В данной работе рассматривается коэффициент размножения нейтронов и длительность кампании топлива при различных объемных долях нептуниевой фракции в урановом топливе. В работе возьмем нептуний, состоящий из Np-237 (0,8) и Np-236 (0,2).

Расчеты проводились в программном комплексе SERPENT реализующем метод Монте-Карло, с использованием библиотек объединенных ядерных данных [3]. Рассматривается стандартная ТВС реактора ВВЭР-1000.

Были рассчитаны коэффициенты размножения (k_{eff}) на начало топливо кампании ТВС с урановым топливом с обогащением 4,1% по U-235, с добавлением оксида нептуния от 0 % до 100 % (Рисунок 1). Из полученных результатов были отобраны следующие модели для дальнейшего рассмотрения ($UO_2(90\%)+NpO_2(10\%)$), ($UO_2(40\%)+NpO_2(60\%)$), а также были рассмотрены возможности использования полностью нептуниевого топлива и топлива без нептуния в ТВС реактора ВВЭР-1000.

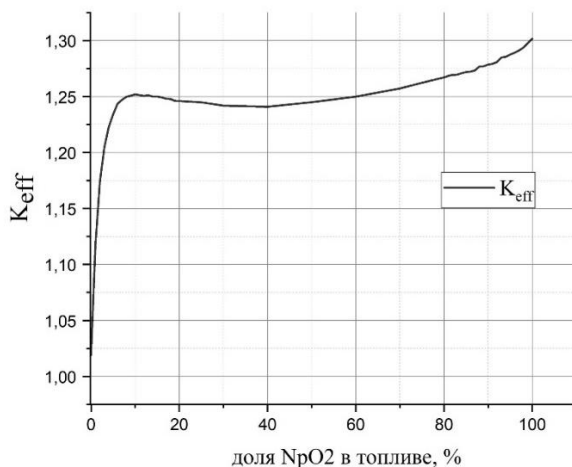


Рис.1. Зависимости коэффициента размножения нейтронов на начало кампании от объемных долей нептуниевых фракций в топливе ТВС реактора ВВЭР

Результат анализа показал, что 10 % содержание оксида нептуния в топливе увеличит топливную кампанию до 1,4 лет, по сравнению с топливной кампанией уранового топлива с обогащением 4,1% по U-235 в ТВС реактора ВВЭР. Содержание 60 % оксида нептуния увеличит топливную кампанию до 5,4 лет. А использование полностью нептуниевого топлива сделает топливную кампанию равной 12 годам. Что показывает, что увеличение

содержания оксида нептуния способствует удлинению топливной кампании реактора. Но кроме положительного эффекта с точки зрения продления топливной кампании, не стоит забывать о других свойствах. Кроме прочего, количество нептуния недостаточно для полномасштабной ядерной энергетики.

Литература

1. Korobeinikov V.V., Karazhelevskaya Yu.E., Kolesov V.V. And Terekhova A.M. “Investigation of the possibility of Am-241 incineration and transmutation in ameritium-fueled reactor”, *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy, Yadernaya Energetika*, 2019, 2, doi:10.26583/NPE.2019.2.13.

2. Prunier C, Boussard F, Koch L, Coquerelle M, “Some specific aspects of homogeneous Am and Np based fuels transmutation through the outcomes of the superfact experiment in phenix fast reactor”, CONF 930913 Global’93:future nuclear systems- emerging fuel cycles and waste disposal options, Seattle, 12-13th September 1993.

3. Leppänen, J., PSG2 / Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code March 5, 2012. User’s Manual.

ВЛИЯНИЕ РАДИАЛЬНОГО ПРОФИЛИРОВАНИЯ ГАДОЛИНИЕВОГО ПОГЛОТИТЕЛЯ В ТВЭГАХ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ВВЭР-1200

Внуков Р.А.¹, Колесов В.В.¹, Котов Я.А.², Жаворонкова И.А.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

²НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

В рамках проектного направления «Прорыв» активно ведутся работы по разработке кодов нового поколения. К числу таких кодов относится унифицированный код константного обеспечения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов CONSYST-2020 и системы константного обеспечения БНАБ-РФ. Существенным расширением возможностей системы стали обновленная подгрупповая опция и опция с детальным описанием нейтронных сечений БНАБ-РФ.

Данные опции тестировались в рамках независимого тестирования кодов нового поколения [1,2] проектного направления «Прорыв» на тестовой модели РУ БН-1200 в расчетах критичности. Идеология тестирования константного обеспечения на поставленной задаче построена на разделении константной и расчетной погрешностей при расчете коэффициента размножения.

Для реализации были выстроены следующие расчетные цепочки:

РОСФОНД (непрерывный) → MCU–FR;

БНАБ-РФ-2020 (групповой) → CONSYST-2020 →

→ заблокированные сечения (299, 28, 26 групп, подгруппы) → ММК (KENO).

Цепочки используют для получения результатов метод Монте-Карло, что позволяет исключить методические погрешности, определяемые выбираемой пространственной и угловой расчетными сетками. Первая цепочка, использующая непрерывную форму сечений, принимается реперной.

Для учёта эффектов резонансной самоэкранировки в систему констант БНАБ-РФ включены данные о факторах Бондаренко, позволяющие учитывать влияние структуры сечений на структуры нейтронного потока и тока, с весом которых проводится усреднение групповых констант. Для более корректного учета эффектов резонансной самоэкранировки (при сильной гетерогенности среды) в системе БНАБ-РФ имеются т.н. «подгрупповые параметры», представленные в зависимости от температуры.

Таблица 1

Погрешность групповой и подгрупповой опций константного обеспечения CONSYST-2020/БНАБ-РФ, %

Вариант расчета	Групповая опция – число свернутых групп		Диапазон групп с подгрупповой опцией	
	299	26	9 – 22	9 – 15
1	-0,25	-0,75	0,01	-0,16
2	-0,24	-0,72	-0,02	-0,17
3	-0,19	-0,58	0,03	-0,14

Рассматриваемая тестовая модель РУ БН-1200 задавалась шестигранной картограммой активной зоны реактора и сборок защиты в горизонтальном плане, содержащей 17 типов ТВС с разбиением по высоте на гомогенные слои (до 15 слоев). Число материальных составов – 18, число нуклидов – 22. Модель имела три варианта с различными топливными композициями. В таблице 1 приведена относительная погрешность различных групповых опций к опции с детальным описанием нейтронных сечений.

По результатам тестирования можно оценить погрешность приближений при расчете коэффициента размножения: мультигрупповое – не более 0,3 %, групповое – ~ 0,7 %, с подключением опции подгрупп – не более 0,03 %.

Литература

1. G. Tikhomirov, M. Ternovikh, A. Smirnov, I. Saldikov, R. Bahdanovich, A. Gerasimov. Test tasks for verification of program codes for calculation of neutron-physical characteristics of the BN series reactors// EPJ Web of Conf., V. 153, No. 05013., 2017

2. M. Ternovykh, G. Tikhomirov, Y. Khomyakov, I. Suslov, Determination of equilibrium fuel composition for fast reactor in closed fuel cycle// EPJ Web of Conf., V. 153, No. 07034., 2017

АНАЛИЗ ДИНАМИКИ НАРУШЕНИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС В РФ

*Сова А.В., Филинюк В.А., Хворов М.И., Бубликова И.А.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгоград*

Атомная энергетика является отраслью, от надежности которой зависит как нормальное энергоснабжение предприятий, а также качество жизни населения. При этом нарушения при эксплуатации АЭС, а тем более аварии на них, могут повлечь серьезный ущерб обществу, экономике и окружающей среде. Выявленное нарушение эксплуатации АЭС может рассматриваться как событие, которое не закончилось аварией благодаря благоприятному стечению обстоятельств.

Целями работы являются оценка динамики характеристик

нарушений для выявления складывающихся трендов, а также определение наиболее распространённых причин нарушений, которым стоит уделить больше внимания.

В данной работе использовались данные годовых отчетов о деятельности Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) в период с 2011 по 2020 год [1], был использован регрессионный анализ данных в *MS Excel*, а также методы математической статистики.

Проведённый анализ динамики, как общего числа нарушений, так и отдельных их категорий по НП-004-08 [2], АЭС с реакторами типов: ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000, БН-600, ЭГП-6 показал, что наибольшее количество нарушений фиксируется на АЭС с реакторами типа ВВЭС-1000 и РБМК-1000. Так как количество эксплуатирующихся энергоблоков по типам реакторов различно, был выполнен анализ динамики относительного числа нарушений в расчете на один энергоблок, находящийся в эксплуатации.

В результате анализа можно сделать вывод, что динамика нарушений носит случайный характер и зависит от энергоблока, имеющего свою специфику в силу различных особенностей эксплуатации и конструкции. При этом относительное количество нарушений у ВВЭР-1000, РБМК-1000 и БН-600 различаются незначительно, однако выше чем у ВВЭР-440 и ЭГП-6. Основные типы нарушений эксплуатации АЭС: нарушения, связанные с срабатыванием канала безопасности – категория П06 (29% вклад) и снижением тепловой мощности на 25% и более – категория П09 (29% вклад).

При расследовании нарушений в обязательном порядке анализируются вызвавшие их причины, которые делятся на непосредственные и коренные. Анализ динамики числа выявленных отдельных категорий причин по результатам расследования показал, что сложившиеся тренды анализируемых параметров с рассмотренный период отсутствуют. Поэтому можем считать, что динамика этих показателей носит случайный характер.

Сравнительный анализ частоты проявления отдельных категорий причин показал, что наибольший вклад из непосредственных причин вносят нарушения, связанные с механическими и

электрическими аспектами эксплуатации энергоблока. Для коренных причин наибольший вклад в количество нарушений вносят нарушения, связанные с недостатками управления и организации работ на АС.

Литература

1. Ежегодные отчеты о деятельности Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору – URL: http://www.gosnadzor.ru/public/annual_reports/ (дата обращения: 14.02.2021, 11.10.2021)

2. Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций. НП-004-08 Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору Москва, 2008 – 47 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ РАСЧЁТНОЙ РАДИАЦИОННОЙ НАГРУЗКИ КОРПУСА ВВЭР-1000 К НЕОПРЕДЕЛЁННОСТИ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ

*Бикеев А.С., Дайченкова Ю.С., Лётов С.Ю., Прохоров Д.Н.
НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва*

Радиационный ресурс корпуса определяет ресурс безопасной эксплуатации блока АЭС. Поэтому важной задачей является определение накопленной радиационной нагрузки в материалах корпуса реактора. С целью подтверждения надёжности такого прогноза должен быть выполнен анализ чувствительности расчётных результатов к неопределённости принятых в расчёте исходных данных.

В работе с использованием программы MCU [1, 2], реализующей метод Монте-Карло, были рассмотрены следующие источники неопределённости результатов расчёта флюенса быстрых нейтронов на корпус ВВЭР-1000:

- размеры элементов в активной зоне (центральное отверстие в таблетке, толщина таблетки, диаметр твэла, высота ТВС);
- размеры корпуса (толщина наплавки, внутренний и внешний диаметр шахты);

- эксплуатационные параметры (температура теплоносителя на входе в активную зону, средняя температура теплоносителя в активной зоне и масса топлива).

Показано, что неопределённость расчётных значений флюенса, вызванная неопределённостью исходных данных, не превышает $\pm 12,2$ %. Неопределённость в рассмотренных параметрах приводит к эквидистантному изменению флюенса быстрых нейтронов с энергией выше 0,5 МэВ на внутренней поверхности корпуса реактора. Таким образом, полученное значение полной погрешности может применяться ко всем расчётным значениям флюенса быстрых нейтронов на корпус реактора.

Литература

1. Статус MCU-5 / Н.И. Алексеев [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. 2011. №. 4. С. 5–23.

2. Kalugin M.A., Oleynik D.S., Shkarovsky D.A. Overview of the MCU Monte Carlo Software Package. Annals of Nuclear Energy 82, P. 54-62. (2015).

РАЗРАБОТКА РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ «ШЕЛЬФ»

*Горбач А.С., Фомин Р.В., Исаев А.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Атомные станции малой мощности (АСММ) – являются новым и перспективным направлением развития для атомной энергетики не только в России, но также и во всем мире. Особой популярностью пользуются АСММиспользующие реакторы, спроектированные по модульным технологиям.

Актуальность проектирования АСММ с модульным типом реакторов основана их экономической эффективностью, повышенной безопасностью, обеспечиваемой в силу упрощенной модульной конструкции, возможностью последующего роста мощностей АЭС за счет увеличения количества размещённых унифицированных блоков на площадке станции.

Целью данной работы является разработка технического проекта для модульной реакторной установки (РУ) «Шельф».

На сегодняшний день базовые требования к проекту РУ «Шельф» сформированы и прорабатываются в Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники (НИКИЭТ) имени Н.А. Доллежала. Данная работа фокусируется на расчетном проектировании РУ на базе уже сформированных технических требований.

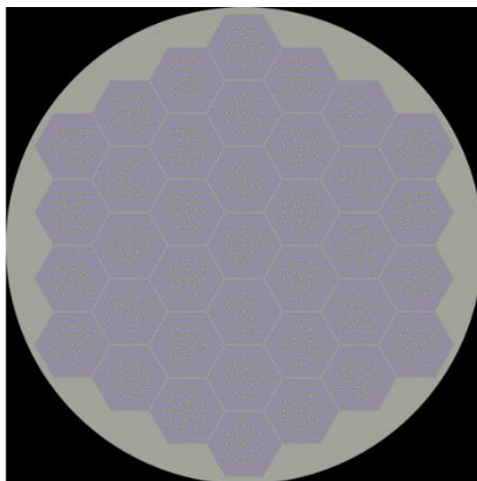


Рис.1. Картограмма активной зоны РУ «Шельф»

Унифицированная ядерная энергетическая установка «Шельф» представляет собой цилиндрическую защитную оболочку диаметром до 8 метров и длиной до 15 метров, в зависимости от исполнения. Внутри которой размещены сама РУ, системы первого и второго контуров, а также сопутствующие им системы безопасности. Электрическая мощность энергоблоков на базе «Шельф» составляет 6,4 МВт электрических, при кампании активной зоны 6 лет и сроком эксплуатации 60 лет.

На данном этапе исследовательской работы при помощи программного комплекса SERPENT была смоделирована активная зона реактора типа «Шельф» и рассчитано $K_{эфф}$ для трех базовых вариантов обогащения (4,9%, 19,7% и 93%). Для оценочного расчета, в качестве прототипа использовалась тепловыделяющая

сборка (ТВС) реактора ВВЭР-1000. На рис. 1 представлена картограмма разработанной активной зоны.

Моделирование проводилось при фиксированной тепловой мощности 20 МВт. Полученное значение $K_{эфф}$ для обогащения 4,9 % составило $1,41069 \pm 0,00042$, обогащения 19,7 % - $1,55072 \pm 0,00042$ и обогащения 93% - $1,71102 \pm 0,00033$. А расчетная длительность кампании при соответствующем обогащении составила 1, 2 и 4 года.

Из полученных данных видно, что предложенный прототип не соответствует техническим требованиям РУ «Шельф». В связи с чем предполагается дальнейшая корректировка топливной композиции и выбор более эффективных технологических параметров ТВС.

Литература

1. РУ Шельф для АСММ. Сайт «Atominfo» [Электронный ресурс] Режим доступа: <http://WWW.ATOMINFO.RU> (Дата посещения – 1.06.21)

2. С.А. Андрушечко, А.М. Афров, Б.Ю. Васильев, В.Н. Генералов, К.Б. Косоуров, Ю.М. Семеченков, В.Ф. Украинцев АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000// - М.: Логос, 2010. – 603с.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ НАБОРОВ ПАРАМЕТРОВ ПРИБЛИЖЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОГО РАДИУСА ДЛЯ РЕАКЦИИ ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА $D+^3HE \rightarrow ^4HE$

*Алпер И.Б., Годес А.И., Парфененков И.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В настоящее время термоядерные устройства основаны на реакции синтеза $d+^3H \rightarrow ^4He$, имеющей известные недостатки необходимость работать с радиоактивным тритием и высокая повреждающая способность образующихся нейтронов с энергией порядка 14,1 МэВ. Одним из вариантов решения данной проблемы может стать осуществление УТС на основе безнейтронной реакции $d+^3He \rightarrow ^4He$ [1]. Однако, данная реакция имеет более высокое значение критерия Лоусона по температуре плазмы – порядка 100~110 кэВ (по сравнению с $d+^3He$ $T \approx 26$ кэВ).

Несмотря на то, что возможности УТС, использующего реакцию $d+{}^3\text{He}-p+{}^4\text{He}$, теоретически изучались в течение многих лет, к настоящему времени не было дано удовлетворительного теоретического описания сечения этой реакции, согласующегося с наиболее надежными экспериментальными данными в диапазоне энергий 0-1000 кэВ [2,3], что необходимо для корректного определения температурной зависимости скорости данной реакции.

Для теоретического описания сечения реакции можно использовать достаточно простой и эффективный способ описания ядерных реакций, включая окологороговые, в том числе резонансные, реакции – приближение эффективного радиуса, которое является безмодельным подходом и оперирует с экспериментально наблюдаемыми величинами – длиной рассеяния, эффективным радиусом и параметром формы потенциала.

В настоящей работе на основе приближения эффективного радиуса для систем заряженных частиц при наличии поглощения, были получены два набора параметров, которые описывают экспериментальные данные работ [2,3] не хуже 5% в области энергий 0-800 кэВ. Рассчитанные скорости были сравнены с результатами метода двойного периода из [4]. Оказалось, что оба метода хорошо описывают низкоэнергетическую область, но в области резонанса, отвечающего второму возбужденному состоянию ядра ${}^5\text{Li}$, метод двойного периода хуже согласуется с экспериментальными данными. Найденные два варианта параметров приближения эффективного радиуса хорошо согласуются с данными по упругому $d+{}^3\text{He}$ -рассеянию и с данными по скорости реакции синтеза из библиотеки NACRE в диапазоне температур 0-450 кэВ.

Литература

1. Рыжков С.В., Чирков А.Ю. Системы альтернативной термоядерной энергетики. - М.: ФИЗМАТЛИТ. - 2018. - 200с.
2. Krauss A., Becker H.W., Trautvetter H.P., Rolf's C. Nuclear Physics.-1987. -A. 465. -P. 150-172.
3. Moller W., Besenbaher F. Nuclear instruments and methods. - 1980. -P. 111-114.

4. Белов А.А., Калиткин Н.Н. Обработка экспериментальных кривых регуляризованным методом двойного периода // Докл. РАН. Информатика. 2016. Т. 470. № 3. С. 26

РИМ-ЭФФЕКТ И ЕГО ВЛИЯНИЕ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЭФФЕКТИВНОЙ ЯЧЕЙКИ ЯЭУ

Скулкин В.О.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В ядерном реакторе при выгорании топлива происходит изменение его состава и геометрических параметров, в том числе наблюдается РИМ-эффект. Его особенности и теплотехнические сложности, связанные с ним, подробно рассмотрены в ряде работ, в частности в [1], при этом тема весьма актуальна в качестве уточняющей задачи при нейтронно-физическом обосновании эксплуатации различных ЯЭУ.

В ПК “Serpent” смоделирована эффективная ячейка кипящего ядерного реактора. Для наблюдения и описания влияния РИМ-слоя периферийный слой топлива в твэле толщиной 100 мкм был разделен на меньшие слои с шагом 10 мкм. Схема представлена на рисунке 1. Кроме того для сравнения результатов также использована идентичная эффективная ячейка без разбиения. Используемое обогащение урана - 1,8 %.



Рис. 1. Схема деления периферийного слоя топливной таблетки в эффективной ячейке

Используя данную конфигурацию в ячейке, оценены следующие нейтронно-физические характеристики. В первую очередь,

рассмотрена плотность потока нейтронов в зависимости от радиуса твэла. Данный график представлен на рисунке 2. После этого рассмотрена разбивка плотности потока нейтронов по энергиям. Также подсчитан коэффициент размножения нейтронов для данной эффективной ячейки и для ячейки без разделения периферийного слоя в зависимости от выгорания.

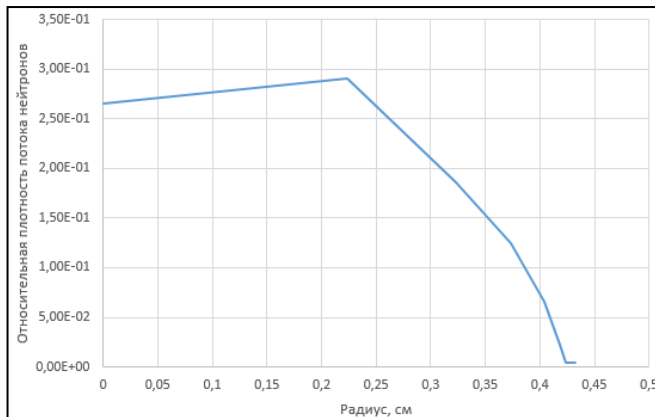


Рис. 2. Изменение плотности потока нейтронов от радиуса твэла

Согласно полученным данным распределение плотности потока нейтронов в твэле крайне неравномерно. При рассмотрении разбивки потока нейтронов по энергиям наблюдается различие между центром и периферией лишь в тепловой области. Коэффициент размножения для ячейки с разбивкой периферийного слоя отличается от ячейки без разбивки на величину большую, чем погрешность измерения, что говорит о необходимости учитывать RIM-слой при подсчете эффективного коэффициента размножения нейтронов.

Литература

1. Хлунов А.В. Моделирование процессов и явлений в оксидном ядерном топливе при высоком выгорании [Текст]. Автореф. дис. на соиск. учен. степ. канд. физ.-мат. наук (28.10.2009). – Москва, 2009. – 27с.

2. K. Une, M. Hirai, K. Nogita, T. Hosokawa, Y. Suzawa, S. Shimizu, Y. Etoh. Rim structure formation and high burnup fuel behavior of large-grained UO₂ fuels [Текст]. – Tokyo, 1999.

РАСЧЕТ ПУСКОВЫХ ИСПЫТАНИЙ РЕАКТОРА CEFR В РАМКАХ УЧАСТИЯ В ПРОЕКТЕ КООРДИНИРОВАННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ИНСТИТУТА АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ КИТАЯ И МАГАТЭ

Каширина В.Е.^{1,2}, Котов Я.А.², Невиница В.А.²

¹ ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

² НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

CEFR - первый реактор на быстрых нейтронах в Китае. Это реактор с натриевым теплоносителем мощностью 65 МВт. В ходе физических пусковых испытаний в 2010 году были проведены эксперименты, в их числе:

- загрузка топлива и выход в критичку;
- измерение эффективности регулирующих стержней;
- измерение натриевого пустотного коэффициента реактивности;
- измерение температурного коэффициента реактивности;
- измерение скоростей реакций.

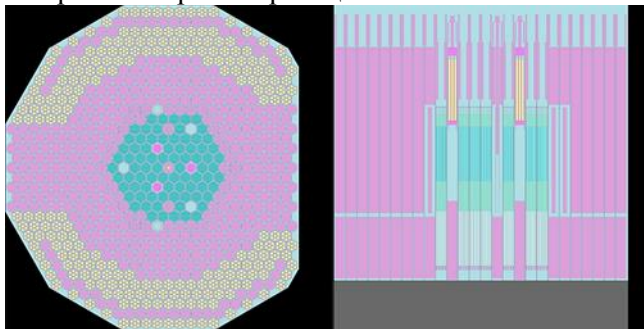


Рис. 1. Модель реактора CEFR в ПК Serpent

Эти эксперименты дали ценные данные для проверки конструкции активной зоны и ядерных данных. Под руководством и

при поддержке МАГАТЭ Институт атомной энергии Китая предложил проект координированных исследований для разработки бенчмарка на основе начальных испытаний [1].

С использованием программного комплекса Serpent [2] была построена подробная гетерогенная модель активной зоны реактора CEFR (см. рисунок 1) с учетом теплового расширения. После чего были выполнены расчеты всех пусковых испытаний, указанных выше.

Полученные результаты с достаточной точностью согласуются с экспериментальными данными пусковых испытаний Китайского экспериментального реактора CEFR, а также с результатами расчетов, опубликованных в [3].

Литература

1. International Atomic Energy Agency [Электронный ресурс] Режим доступа <https://www.iaea.org/ru/projects/crp/i31032> (дата посещения 12.11.2021).

2. Leppänen, J., et al. (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.

3. Jiwon Choe, Chirayu Batra, Vladimir Kriventsev, and Deokjung Lee. Monte carlo simulation of neutronics start-up tests at China experimental fast reactor (CEFR) // EPJ Web of Conferences 247, 10008 – 2021

ИЗМЕРЕНИЕ СКОРОСТИ РЕАКЦИИ ЗАХВАТА НА U^{238}

Смирнов А.А.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В данной работе будет рассмотрен метод калибровки гамма-детектора, а затем при помощи результатов, полученных в ходе измерения этим устройством, найдем относительное распределение скорости реакции захвата U^{238} в быстром реакторе. Это даст возможность посчитать, сколько ядер вторичного нуклида будет находиться в той или иной области активной зоны, в конкретный промежуток времени [1].

Калибровка HPGe детектора производилась при помощи измерения активности ОСГИ, по результатам которых была получена эффективность измерения прибора для нахождения погрешности [2]. Калибровка производилась при помощи метода активационного анализа — метода определения изотопного состава вещества [3].

Эксперимент проводился с использованием фольг из естественного урана, которые помещались в топливные стрелки стенда БФС-1 и затем облучались. Через определенное время фольги извлекались, для измерения активности за счет детектирования гамма-квантов.

Литература

1 Мухин К.Н. Экспериментальная ядерная физика. Том 1. – Москва, 1974. С. 545-560

2 Журенков О.В. Сцинтилляционный гамма-спектрометр, 2003. С. 3-8.

3 Колотов В. П. АКТИВАЦИОННЫЙ АНАЛИЗ // Большая российская энциклопедия. Том 1. Москва, 2005, стр. 363

АКСИАЛЬНОЕ ПРОФИЛИРОВАНИЕ ТВС (Z49A2) ВВЭР-1200

*Гердт Э.А., Саванков В.Г., Лавроненко А.В., Внуков Р.А.,
Колесов В. В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Главным направлением оптимизационных исследований, очевидно, должно быть улучшение экономических показателей реактора, цель которых – снижение стоимости вырабатываемой электроэнергии

Оптимизация кампании реактора, выравнивание энерговыделения по высоте позволит уже на этапе нейтронно-физического расчета исключить непредвиденные температурные напряжения в элементах конструкции, а также, возможно, сэкономить ресурсы, затрачиваемые на производство топлива и реактора в целом.

Оптимизация выгорания ТВС проходила на модели Z49A2 реактора ВВЭР-1200, которая содержит твэги в 4 и 9 гексагональных кольцах, считая от центра, 18 направляющих каналов и 1 инструментальный канал (рисунок 1).

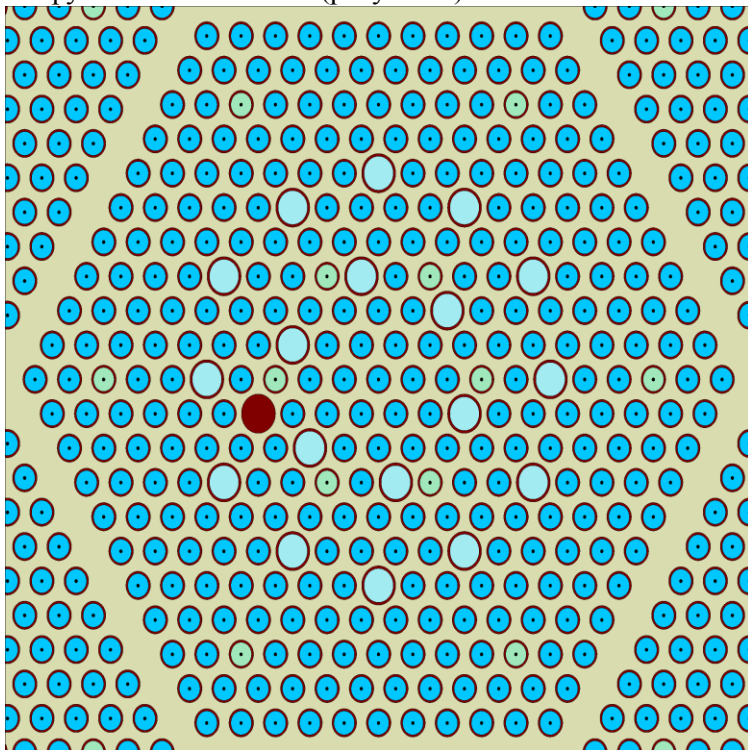


Рис. 1. Модель ТВС Z49D2 реактора ВВЭР-1200

Далее ^{155}Gd и ^{235}U обобщенно названы изотопами, а твэги и твэлы – элементами ТВС.

Метод заключается в выравнивании кривой выгорания (рисунок 2) с помощью пересчета его концентраций в данном элементе ТВС по следующему принципу: изначально был произведен расчёт для элементов ТВС с одинаковой концентрацией изотопа в каждой зоне, затем мы производим сравнение: $\frac{B_1}{B_0} = \alpha$, где B_0 – среднее выгорание, B_1 – выгорание в первом цикле, α – поправочный коэффициент в соответствии с изменением выгорания.

Поскольку $\frac{B_1}{B_0} = \frac{C_{нов*}}{C_{стар}} = \alpha \Rightarrow C_{нов*} = C_{стар} * \alpha$, где $C_{стар}$ – концентрация Gd^{155} до перерасчета, $C_{нов*}$ – концентрация Gd^{155} с учетом изменения выгорания. После перерасчета концентраций общее число изотопов не должно измениться, т.е. $\sum_1^{373} N_{нов i} = \sum_1^{373} N_{стар i}$, где $N_{нов i} = C_{нов i} * V$; $N_{стар i} = C_{стар i} * V$; V – объём материала. Так, необходимо ввести второй поправочный коэффициент $\beta = \frac{N_{нов}}{N_{стар}}$. Из всего вышесказанного: $C_{нов i} = C_{стар i} * \alpha * \beta$.

После замены концентраций производится новый расчет выгорания и повторный перерасчет концентраций, в котором за B_0 берётся уже не среднее выгорание, а выгорание в предыдущем цикле.

Расчеты производились в ПК Serpent версии 2 [1] и представляли собой итерационный процесс достижения оптимальных концентраций изотопов по высоте элемента ТВС.

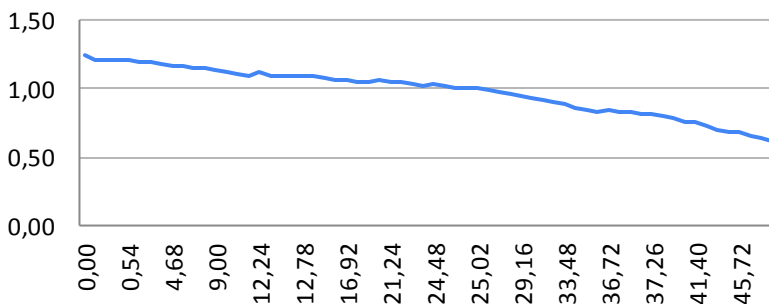


Рис. 2. Кривая зависимости k_{inf} от выгорания при одинаковой концентрации выгорающего поглотителя и U^{235} по высоте

Литература

1. J. Leppanen, et al. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.

ТЯЖЕЛОВОДНЫЙ ТОРИЙ-УРАНОВЫЙ РЕАКТОР РАЗМНОЖИТЕЛЬ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

Исанов К.А.¹, Егоров М.Ю.^{1,2,3}

¹*СПбГУАП, Санкт-Петербург*

²*СПбГЛТУ, Санкт-Петербург*

³*СПбПУ, Санкт-Петербург*

Введение. Развитие атомной энергетики влечет увеличение числа ядерных реакторов в мире. Объемы потребляемого ядерного топлива возрастают. Запасы урана истощаются. Это сказывается на увеличении стоимости топлива. В природном уране содержание делящегося изотопа урана 235 составляет 0,7%. Остальную часть составляет неделящийся в тепловой области уран 238, который в последующем не используется. Перспективен замкнутый топливный цикл, реализуемый в реакторах-размножителях. Замкнутый топливный цикл позволяет переработать неделящийся материал в делящиеся изотопы. При этом возникает возможность задействовать все запасы урана и тория.

Различают три вида топливных циклов: уран-урановый, уран-плутониевый и торий-урановый. Реализация ториевого цикла является возможной в реакторах на тепловых нейтронах. Т.е. возможна переработка всех запасов тория в делящийся изотоп урана 233. Запасы тория превосходят запасы урана в 4-5 раз.

Коэффициент воспроизводства. Характеристикой реактора-размножителя является коэффициент воспроизводства (КВ) – скорость наработки нового топлива к выгоревшему. При $КВ > 1$ нарабатывается больше топлива, чем делится.

Авторами проанализированы факторы, влияющие на КВ [1], проведена их оптимизация. КВ формируют параметры: выход нейтронов на одно поглощение; вероятность избежать резонансного поглощения; размножение на быстрых нейтронах; вероятность избежать утечки. Рассмотрен КВ активной зоны и зоны воспроизводства. Проведен анализ влияния геометрии решетки и ТВЭЛов на нейтронные характеристики реактора [2]. Выполнено математическое моделирование для различных параметров шага решетки (2R) и диаметров ТВЭЛов (2r), рис. 1.

Рассмотрены различные материалы топливных блоков [3].

Проанализировано влияние размеров реактора и замедлителя на утечку нейтронов, и как следствие, на КВ зоны воспроизводства, проведено моделирование. По результатам моделирования установлено, что требуемые значения коэффициента воспроизводства соответствуют малому соотношению шага решётки к радиусу ТВЭЛа. Это объясняется низким значением вероятности избежать резонансного поглощения для данной геометрии активной зоны реактора.

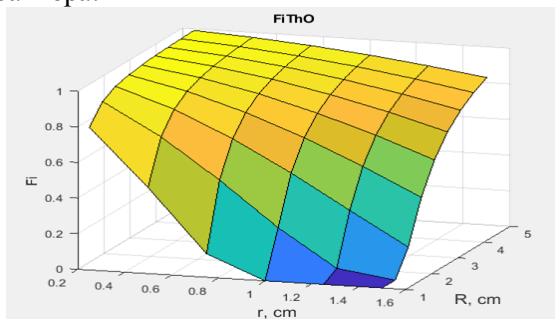


Рис. 1. Вероятность избежать резонансного поглощения F_1

Выводы. 1. В ходе работы получены удовлетворяющие критерии активной зоны и геометрии реактора для реализации КВ больше единицы, оптимизированы все коэффициенты.

2. Обоснованы лучшие геометрические параметры по “жесткости” спектра тепловых нейтронов (спектра Максвелла), характерного для данной геометрии решетки и ТВЭЛ.

Литература

1. Бать Г.А. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. - М., Энергоиздат, 1982
2. И.В. Шаманин, А.В. Годовых. Структура резонансной области поглощения ядер ^{238}U и ^{232}Th // Известия Томского политехнического университета. 2006. Т. 309. № 5
3. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы. - М., Энергоатомиздат, 1990

ОРГАНЫ РЕГУЛИРОВАНИЯ МНОГОЦЕЛЕВОГО ТЕСТОВОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

*Лапин А.С., Бландинский В.Ю., Волков Ю.Н.
НИИЦ «Курчатовский институт», г Москва*

К настоящему времени проведены работы по созданию концепции активной зоны энергетического реактора ВВЭР-СКД [1] и выявлен круг исследований, необходимый для обоснования его безопасности. Для этого необходимо сооружение исследовательского реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя (МТИР-СКД), главным требованием к которому должно быть наличие спектра близкого к спектру энергетического реактора ВВЭР-СКД большой мощности, как для демонстрации возможности работы с данным типом теплоносителя, так и для проведения широкого спектра экспериментальных работ.

Одним из главных средств, обеспечивающим безопасность реактора в различных режимах его эксплуатации являются органы регулирования СУЗ.

Рассмотрены три различных конструкции органов регулирования реактора МТИР-СКД:

1. Поглощающий элемент размещается в канале в центре ТВС вместо 7 твэлов.

2. Поглощающие кассеты, в которых будут присутствовать только неделяющиеся материалы, т.е. будет отсутствовать топливо. Такая кассета имеет такие же внешние размеры, как и ТВС активной зоны. Внутри чехла расположены поглощающие элементы. Рассматриваются варианты с 7 и 19 пэлами в одной кассете.

3. Кольцевой поглощающий элемент, представляющий собой коаксиальный цилиндр, размещенный в чехле, который имеет размер, равный размеру чехла ТВС.

Проведены исследования эффективности органов регулирования различного типа при одинаковой массе поглотителя и обогащении бора в различных состояниях реактора: в режиме работы на номинальной мощности, а также в залитом состоянии.

Установлено, что наиболее эффективной в различных режимах является конструкция кольцевого поглощающего элемента. Кроме этого, возможно увеличение массы поглощающего материала, путем размещения в центре коаксиального цилиндрического стержня.

Литература

1. A.A. Sedov, S.B. Pustovalov, T.D. Shchepetin¹ and S.S. Simonov, NPP with SCW nuclear power installation, 10th International Symposium on SCWRs, Prague, the Czech Republic, March 15-18, 2021

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ РАСЧЁТА НАДЁЖНОСТИ РАДИОЭЛЕКТРОННОЙ АППАРАТУРЫ

*Ракитянская Е.С., Самохин Д.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Под надёжностью радиоэлектронной аппаратуры понимают способность изделия безотказно работать на протяжении определенного промежутка времени, а также при определенных условиях [1].

В процессе развития электронной аппаратуры наблюдается увеличение её сложности. Надёжность является наиболее важным показателем качества радиоэлектронной аппаратуры [2], поэтому весьма актуальной является проблема разработки программного комплекса, предназначенного для расчёта надёжности радиоэлектронной аппаратуры и отвечающего всем требованиям надёжности и точности измерений.

На данный момент имеется целый ряд аналогов, как российского, так и зарубежного производства [2]. Каждый из них имеет свои недостатки, от низкой точности показаний до излишне высокой стоимости обслуживания.

Целью данной работы является разработка нового программного комплекса для расчёта надёжности радиоэлектронной аппа-

ратуры. Комплекс не должен уступать по своим функциональным возможностям, имеющимся аналогам отечественного и зарубежного производства.

Литература

1 Острейковский, В.А. Теория надежности: Учеб. Для вузов / В.А. Острейковский. – М.: Высш. шк., 2003. – 463 с.: ил.

2 Седов К.Д., Соснин А.И., Королев П.С. Разработка программного комплекса для оценки надежности составных частей радиоэлектронных средств // Новые информационные технологии в автоматизированных системах. – 2018. – С. 252-254.

ОЦЕНКА ИНТЕНСИВНОСТИ ПОТРЕБЛЕНИЯ РАСТВОРЁННОГО КИСЛОРОДА КОНСТРУКЦИОННЫМИ СТАЛЯМИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА «ТТ-2М»

Саванков В.Г.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Безопасность энергетических установок с жидкометаллическим теплоносителем определяется предотвращением коррозионных процессов в контуре, интенсивность которых зависит от качества оксидных плёнок на поверхностях конструкционных материалах. Существуют меры предварительной подготовки оборудования для установления условий, способствующих созданию кислородного режима теплоносителя. При этом количество требуемого O_2 должно быть равно его потребляемому количеству.

В данной работе представлена методика выполнения расчёта требуемых потоков O_2 [1,2], расходуемого на окисление конструкционных сталей, и выполнены численные оценки для экспериментального стенда «ТТ-2М» ГНЦ ФЭИ. Данный подход применим не только к рассматриваемому стенду, но и к энергетическим установкам.

Рассматривался реальный стенд с введением некоторых допущений. Принято, что весь контур выполнен из стали ЭП302, на

самом деле, он содержит в себе стали ЭИ-732 и нержавеющей 12Х18Н10Т необходимой информации по которым нет [3].

В реальных условиях толщина оксидной плёнки не постоянна по контуру.

Учтено лишь самые основные постоянно задействованные тракты циркуляции, вспомогательные линии не учитывались в силу их кратковременного использования.

В теплообменном оборудовании распределение температур по поверхностям аппроксимировалось линейной зависимостью. Расчётный температурный режим работы стенда выбран, исходя из экспериментов, моделирующих работу РУ «БРЕСТ-ОД-300».

Было выбрано три режима, варьировались толщины оксидных плёнок и коэффициент пропорциональности A_1 . Выяснилось, что для всех трёх вариантов требуемый кислородный поток стенда тем больше, чем больше температура рассматриваемого узла. Очевидно, что чем больше начальная толщина оксидной плёнки при постоянном коэффициенте пропорциональности A_1 , тем меньшие потоки O_2 необходимы для образования нужной плёнки. Варьируя A_1 при постоянной толщине оксидной плёнки, потоки q тем больше, чем больше коэффициент A_1 .

Выводы

Были получены потоки O_2 для каждого элемента стенда, а также соответствующие интегральные потоки. Выполнены оценки относительных вкладов отдельных элементов в интегральный поток. Показано, что горячие элементы контура вносят максимальный вклад в потребление кислорода. Потребление O_2 остальным оборудованием не так значимо.

Литература

1. Оценка интенсивности потребления кислорода первым контуром с учетом изменения его конструкции в обоснование требований к массообменному аппарату / Техническая справка, инв. № 224/35-86/239, ГНЦ РФ – ФЭИ. 2011.

2. Иванов К.Д., Лаврова О.В., Ниязов С.-А.С Подходы к моделированию процессов окисления сталей в ТЖМТ. Вопросы атомной науки и техники ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. Выпуск 1.2016.

3. Горынин И.В. и др. Конструкционные материалы для энергетических установок с тяжёлыми жидкими металлами в качестве теплоносителей / Сб. докл. конф. Тяжёлые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях – Обнинск, 1999.

ИССЛЕДОВАНИЕ ТОПЛИВА С КЮРИЕВОЙ ФРАКЦИЕЙ В ТВС РЕАКТОРА ВВЭР-1000

*Лызина Д. Д., Дикова Т.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Проблема радиоактивных отходов представляет очень важную проблему для атомной энергетики. Минорные актиниды являются одной из причин высокой активности отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Кюрий – один из минорных актинидов, изотопы которого вносят основной вклад в формирование активности в отработавшем ядерном топливе. Одним из способов уменьшения активности радиоактивных отходов является использование минорных актинидов в качестве добавок к топливу [1]. Этот вопрос рассматривался в ряде других работ [2]. В работе рассматриваются аспекты использования кюрия в качестве топливной фракции в ТВС реактора ВВЭР-1000.

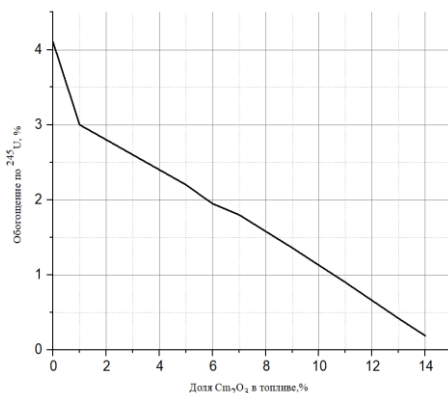


Рис.1. Зависимость обогащения по ^{235}U от доли Cm_2O_3

Расчёты производились в программном комплексе SERPENT, реализующем метод Монте-Карло, с использованием библиотек

объединенных ядерных данных [3]. В ходе работы использовалась стандартная модель ТВС реактора ВВЭР-1000.

В ходе работы было рассмотрено изменение обогащения по ^{235}U при увеличении доли $\text{Cm}2\text{O}3$ при условии поддержания коэффициента размножения равного 1. Для поддержания коэффициента размножения равного 1, при увеличении доли $\text{Cm}2\text{O}3$ производилось снижение обогащения по ^{235}U . Как видно из графика на рисунке 1: видно равномерное снижение обогащения топлива по ^{235}U . При добавлении 1% $\text{Cm}2\text{O}3$ обогащение по ^{235}U следует изменить на 1,1 %. При доле $\text{Cm}2\text{O}3$ –15% и обогащении 0,1 % по ^{235}U , коэффициент размножения равен 1,03.

Литература

1 Korobeinikov V.V., Karazhelevskaya Yu.E., Kolesov V.V. and Terekhova A.M. “Investigation of the possibility of Am-241 incineration and transmutation in ameritium-fueled reactor”, *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy, Yadernaya Energetika*, 2019, 2, doi:10.26583/NPE.2019.2.13.;

2 Kotchetkov A., Krivitskiy I., Rabotnov N., Tsiboulia A., Iougai S. “Calculation and experimental studies on minor actinides reactor transmutation” State Scientific Center of Russian Federation Institute of Physics and Power Engineering 249020, Bondarenko Sq., 1, Obninsk, Russia, 1999;

3 Leppänen, J., PSG2 / Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code March 5, 2012. User’s Manual.

ВЫБОР ОПТИМАЛЬНОЙ МЕТОДОЛОГИИ РАСЧЁТА ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ВВЭР-1200 В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ SERPENT 2

*Саванков В.Г., Лавроненко А.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Проблема выбора оптимальной методологии ведения расчётов является актуальной, так как обоснование эксплуатации ядерной энергетической установки начинается с нейтронно-фи-

зического расчета. В одних статьях считают, что нужно применять методику непрерывного расчета, в других, что необходимо учитывать модельную перегрузку топлива. Важным вопросом является: имеет ли смысл при расчёте производить «лишние» действия?

В данной работе производится сравнение нейтронно-физических характеристик, полученных при использовании двух методов (Выгорание топлива с 30-ю дневной выдержкой и процедурой модельной перегрузки топлива, и выгорание без процедуры перегрузки топлива - непрерывный процесс). В случае, если подходы не эквивалентны, то необходимо выбрать из рассматриваемых вариантов расчёта кампании тот, который отвечает реальным условиям эксплуатации ЯЭУ.

Для расчёта применён программный комплекс Serpent 2 [1]. Разбиение в начале кампании обусловлено необходимостью отслеживания изменения концентраций поглотителей для понимания процессов, происходящих в топливе, и их воздействия на k_{inf} . Чтобы уменьшить содержание нейтронных поглотителей (^{135}Xe , ^{135}I) в топливе, его подвергают выдержке. Расчётная геометрия представляет собой бесконечную решётку ТВС, которая является аналогом настоящих решёток БелАЭС [2]. В работе определялись значения k_{inf} , поскольку была использована бесконечная по высоте и радиусу геометрия (set bc 2) [3].

В течение всейтопливной кампании, разница в значениях k_{inf} появляется равномерно и накапливается, а наиболее выраженный характер обретает в начале каждого года. Наличие разницы концентрации ^{149}Sm на стационарных участках для рассматриваемых методов определяет разницу бесконечного коэффициента размножения, поэтому k_{inf} для метода с расчётом без выдержки оказывается меньше, чем с ней. Ксенон не имеет отклонений при стационарном горении ТВС. Разница видна только в период выдержки, это определяется распадом нестабильного ^{135}Xe . Из-за этого высвобождается положительная реактивность в начале каждого года после выдержки.

Выводы

Так как результаты расчётов отличаются друг от друга, нужно выбрать такой метод, который обеспечивает наилучшее приближение к реальным эксплуатационным условиям. Было определено, что это метод с процедурой модельной перегрузки топлива и выдержкой, так как он наиболее корректный в рамках исследования.

Литература

1. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kaltiainenaho T.. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) p.142-150.
2. VVER-1200 reactor core (V-392M). Available at: <https://ppt-online.org/274776> (accessed Sept. 19, 2021)
3. Khoshahval F., Foroutan S. S., Zolfaghari A., Minucmehr H. Evaluation of Burnable Absorber Rods Effect on Neutronic Performance in Fuel Assembly of VVER-1000 Reactor// Annals of Nuclear Engineering. – 2016. – Vol. 87. – PP. 648-658. DOI: 10.1016/j.anucene.2015.10.012.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ГИДРИДА ГАФНИЯ В БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ

*Шакиров А.М., Стогов В.Ю., Шагинян Р.А.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского», г. Обнинск*

Большие нейтронные сечения в области тепловых энергий наблюдаются у многих материалов, поэтому тепловые реакторы могут использовать широкий спектр поглотителей. В то же время в быстрых реакторах карбиду обогащенного бора пока нет альтернативы.

У карбида бора достаточно недостатков. Во-первых, это материал импортный. Во-вторых, ядро бора-10 при взаимодействии с нейтроном образует литий-7, который практически не поглощает нейтроны, в результате бор при выгорании теряет свою эффективность. В-третьих, В₄С является практически чистым (n,α)-поглотителем: захват нейтрона сопровождается выходом α-частиц. Накопление гелия приводит к распуханию поглотителя и давлению карбида бора на оболочку.

В качестве альтернативного поглотителя для быстрых реакторов с 1980-х годов рассматривается гидрид гафния. По сравнению с бором он практически не теряет эффективность под облучением, не распухает, и по своей эффективности эквивалентен карбиду обогащенного бора.

Опыт предыдущих российских [1] и японских [2] исследований указывает на существование явной зависимости эффективности от доли поглотителя и размера модели. Также наличие положительного опыта использования гидрида гафния показывает его вероятную применимость в российских быстрых реакторах.

В исследовании построены модели (далее ячейки), представляющие собой цилиндры, заполненные гомогенной смесью поглотителя, натрия. Доля поглотителя в этой ячейке составляет ~60%. Также исследовано поведение относительной эффективности поглотителя в зависимости от радиуса ячейки (рис. 1).

По зависимости из рисунка 1 видно очевидный рост относительной эффективности гидрида гафния от размера ячейки. Гидрид гафния вначале имеет интенсивный рост, а далее менее резкий, но в то же время монотонный рост. Относительная эффективность карбида бора в свою очередь монотонно растет, но с меньшей величиной, чем гидрид гафния.

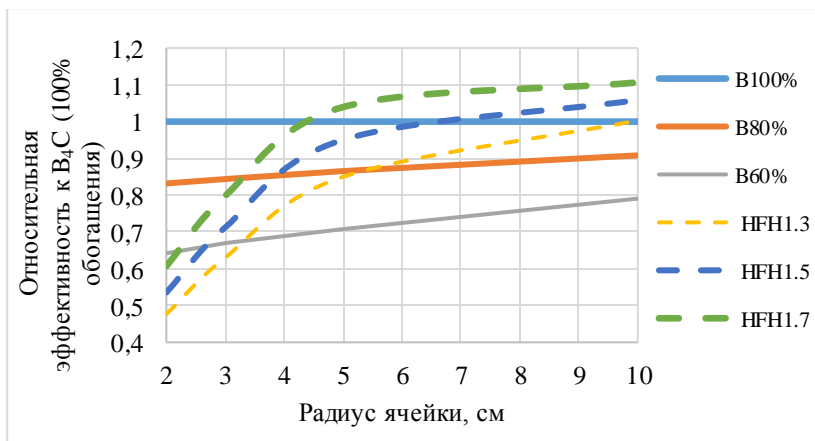


Рис. 1. Зависимость относительной эффективности к В₄С (100% обогащения) от радиуса ячейки

Это объясняется тем, что у гидрида гафния замедление нейтронов на водороде происходит во внешних слоях, а поглощение – во внутренних (поглощаются замедленные нейтроны), а у карбида бора, такое явное смягчение спектра отсутствует.

Гидрид гафния в стержне большого размера будет эффективнее карбида бора 100% обогащения, в ячейке меньшего размера – на уровне карбида бора 80-90% обогащения.

Литература

1. В.Д. Рисованый, А. В. Захаров, Е. П. Ключков, Поглощающие материалы и стержни СУЗ инновационных ядерных реакторов// Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2011. – № 1. – С. 240-248.

2. T. Iwasaki et al., «Development of Hydride Absorber for Fast Reactor-Application of Hafnium Hydride to Control Rod of Large Fast Reactor»// Nuclear Science and Technology, Vol.46, No.8, p. 874-882 (2009).

КСЕНОНОВАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ РЕАКТОРА ВВЭР

*Приходченко А.С., Чернецкий В.В., Котков Д.Г.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В условиях реализации маневренных режимов с изменением мощности в течение суток возникает нестационарное отравление активной зоны ксеноном, что может привести к возникновению ксеноновых колебаний локальной мощности по объему активной зоны реактора ВВЭР-1000 (1200) [1, 2]. В этом случае стоит задача обеспечить устойчивость реактора по отношению к ксеноновым колебаниям локальной мощности в активной зоне.

Целью работы является исследование ксеноновой устойчивости и поля энерговыделения в различных точках активной зоны реактора ВВЭР-1000.

Под ксеноновой устойчивостью будем понимать способность активной зоны восстанавливать равновесное состояние за счет внутренних обратных связей без участия управляющих воздействий.

Расчёты производились в программном комплексе SERPENT. ПК SERPENT расчет, в котором основывается на методе Монте-Карло. В качестве модели использовалась активная зона реактора ВВЭР-1000.

Литература

1. Выговский С.Б., Аль Малкави Р.Т., Хачатрян А.Г. Оптимизация алгоритмов управления ЯЭУ с ВВЭР-1200 для минимизации водообмена в первом контуре при реализации суточных маневренных режимов. / Тезисы докладов XV Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров». – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2018. – С. 117-119.;
2. Аверьянова С.П., Филимонов П.Е. Ксеноновая устойчивость ВВЭР-1200: статья – РИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва, Атомная энергия, Т. 107, Вып. 6, Декабрь 2009. с 347–352.

ПОВТОРНАЯ КРИТИЧНОСТЬ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

*Котков Д.Г., Чернецкий В.В., Приходченко А.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Одной из основных проблем, которые могут возникнуть в активной зоне реакторной установки, является возникновение повторной критичности. Повторная критичность может возникнуть после останова реактора [2]. Например, при останове четырех ГЦН, исчезновении напряжения 6 кВ собственных нужд, срабатывает АЗ, в следствии чего большое количество ПС СУЗ опускаются в активную зону реактора, приводя реактор в глубокое подкритическое состояние [1]. В случае отказа или зависании определенного числа ПС СУЗ, повышается реактивность и реактор может стать критическим, или даже надкритическим [3].

Модулирование ситуации производились в симуляторе ВВЭР-1000, благодаря которому получилось реализовать повторную критичность. Застревание определённых ПС СУЗ нельзя реализовать в этом симуляторе, поэтому, смоделировали застревание группы ПС СУЗ.

В ходе работы были получены результаты, по которым выяснилось, что застревание 6-ой группы ОР СУЗ приводит к возникновению повторной критичности с максимальным параметром мощности.

Литература

1. С.А.Кушманов, И.Н.Васильченко и другие «Перспективный поглощающий стержень системы управления и защиты ВВЭР: конструкция, методики и результаты обоснования» ОАО ГНЦ РФ НИИАР, Димитровград, Россия, 2011.

2. Ю.А. Казанский, Я.В. Слекеничс. Кинетика ядерных реакторов. Коэффициенты реактивности. Введение в динамику: Учебное пособие. – М.: НИЯУ МИФИ, 2012.

3. Лебедев В.А. Ядерные энергетические установки. Учебное пособие. — Санкт-Петербург: Лань, 2015.

МЕТОДИКА ОЦЕНКИ ЭКОНОМИЧЕСКОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

*Семенов Е.В., Харитонов В.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Ожидаемое широкое применение новых модификаций ядерного топлива, которые позволят исключить или замедлить парциркулиевую реакцию при нештатных ситуациях на АЭС, тем самым существенно повысив безопасность, формирует запрос на разработку комплексной методики оценки эффекта влияния нового топлива на экономические эксплуатационные показатели АЭС [1]. Существующие концепции толерантного топлива предполагают различные характеристики топливной матрицы (состав, плотность, уровень обогащения), а также новые материалы оболочек твэлов. Для оценки экономической эффективности различных сочетаний топлива и оболочек предлагается модифицировать показатели, применяемые для оценки инвестиционных проектов, а именно – приведенную стоимость электроэнергии (LCOE), срок окупаемости (PP) и внутреннюю норму доходности (IRR), дополнив их «коэффициентами влияния толерантного

топлива» на различные параметры АЭС. Так коэффициент $\mu_K = \Delta K/K$ показывает влияние на капитальные затраты, $\mu_F = \Delta Y_F/Y$ – на топливные затраты, $\mu_R = \Delta Y_R/Y$ – на объем страховых выплат, $\mu_E = \Delta E/E$ – на объем производства электроэнергии [2].

Была проведена оценка чувствительности модифицированных показателей экономической эффективности по отношению к коэффициентам влияния. Характер полученных результатов проиллюстрирован на Рис. 1 (для расчета взяты базовые параметры эксплуатации АЭС с реактором ВВЭР-1200, а также ставка дисконтирования равная 5%) [2].

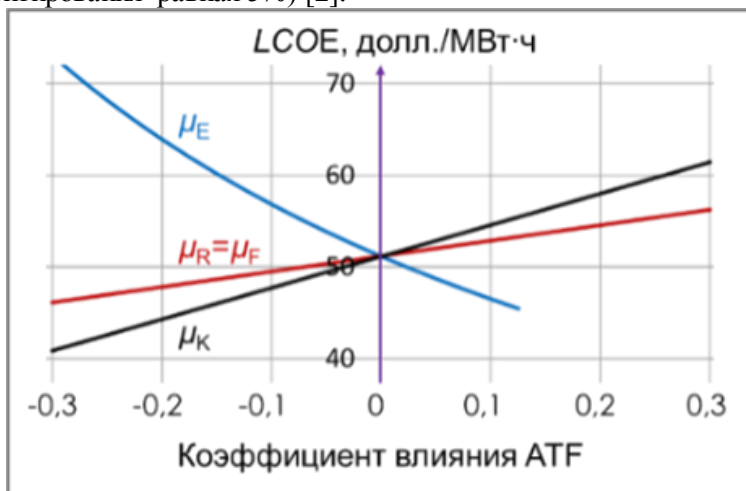


Рис.1. Чувствительность показателя LCOE к коэффициентам влияния толерантного топлива на капитальные затраты (μ_K), эксплуатационные затраты (операционные μ_R и топливные μ_F) и производство электроэнергии на продажу (μ_E)

В результате анализа было выявлено, что желаемое увеличение внутренней нормы доходности проекта АЭС, а также снижение стоимости электроэнергии и периода окупаемости при внедрении толерантного топлива достигается в большей степени эффектом снижения капитальных затрат и увеличения КИУМ, нежели эффектом снижения операционных и топливных затрат. Однако, совместное влияние снижения операционных и топлив-

ных затрат может дать эффект, соизмеримый со снижением капитальных затрат. Таким образом, применение новых технологий толерантного топлива может не только полностью скомпенсировать возникающие дополнительные топливные издержки, но даже позволит снизить LCOE за счет оптимизации операционных затрат (например, за счет уменьшения страховых выплат), капитальных затрат (путем сокращения количества инженерных барьеров безопасности), а также позволит получить дополнительной выручку от повышения КИУМ [1-2].

Литература

1. Харитонов В.В., Калинин Б.А., Силенко А.Н., Ульянов Ю.А. Инженерно-экономический анализ применения толерантного топлива в ядерной энергетике. Тезисы докладов XI конференции по реакторному материаловедению. Димитровград, 27–31 мая 2019 г. С. 84–90.
2. Семенов Е.В., Харитонов В.В. Микроэкономика повышения безопасности АЭС на основе толерантного топлива // Микроэкономика. 2021. № 5. С. 49–61.

ИССЛЕДОВАНИЯ ТРАНСМУТАЦИИ АМЕРИЦИЯ В РЕАКТОРАХ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С УРАН-ТОРИЕВЫМ И УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ ТОПЛИВОМ

Михалев А.В.¹, Коробейников В.В.², Колесов В.В.¹

¹ ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

² АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейтунского», г. Обнинск

Расширение и развитие ядерной энергетики в будущем позволит использовать более широкий спектр ресурсов для работы реакторов. В частности, кажется закономерным включение тория в ядерный топливный цикл.

Наряду с этим, ядерная энергетика имеет ряд проблем, требующих решения для широкого ее развития. Одной из них является наработка в реакторах малых актинидов (МА), являющихся основными вкладчиками в долгосрочную радиотоксичность отгра-

ботавшего ядерного топлива. Поэтому, развитие ядерной энергетики неразрывно связано с поиском решения проблемы их накопления.

Вариантом решения данной проблемы, наиболее обсуждаемым сегодня, является трансмутация МА в быстрых реакторах [1]. Целью данной работы является сравнение возможности выжигания МА в быстром реакторе при различных вариантах топливного цикла.

Сравнение эффективности проведено на основе нейтронно-физических расчетов в программном комплексе Serpent по модели, основанной на реакторе РБЕЦ [2]. В расчётах использованы варианты ториевого и уран-плутониевого топливных циклов в гомогенном и гетерогенном исполнениях.

В ходе работы были оценены: результаты трансмутации америция и других нуклидов в различных вариантах топливного цикла в течение 16 лет, значения эффективного коэффициента размножения нейтронов за заданное время облучения, а также скорость наработки плутония-238.

В результате можно отметить, что наиболее высокий темп выгорания и трансмутации америция достигается в уран-ториевом топливном цикле при гетерогенном размещении америция в активной зоне реактора, что показано на рисунке 1.

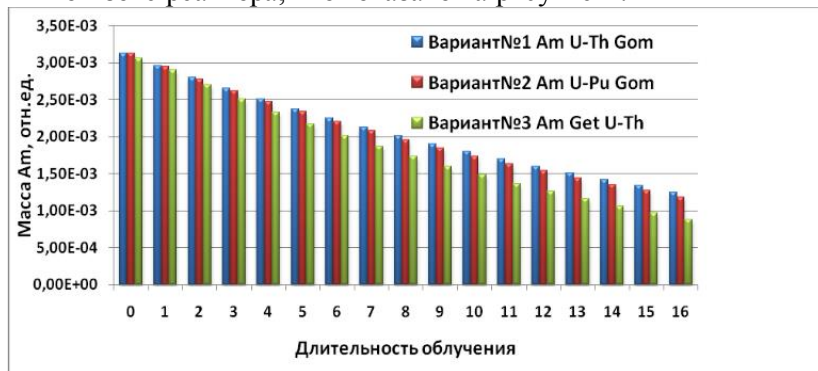


Рис. 1. Изменение массы америция в разных вариантах трансмутации в течение 16 лет

Полученные результаты свидетельствуют о высоком потенциале трансмутации минорных актинидов в быстрых реакторах с уран-ториевым топливом.

Дополнительным преимуществом является снижение количества нарабатываемого урана 232, препятствующего обращению с облучённым топливом, а также наработка плутония 238, который может использоваться в космических, медицинских и других целях.

Литература

1. Коробейников В.В, Колесов В.В., Терехова А.М., Каражелевская Ю.Е. Исследования возможности выжигания и трансмутации Am-241 в реакторе с америциевым топливом: Препринт ФЭИ – 3284.- Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2018 – 14 с.

2. Alekseev P., Vasiliev A., Mikityuk K., Subbotin S., Fomichenko P., Schepetina T. “Lead-bismuth reactor RBEC: optimization of conceptual decisions”. Preprint IAE-6229/4.-2001. – 2001

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АМЕРИЦИЯ В КАЧЕСТВЕ ТОПЛИВА

*Левон М.А., Терехова А.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Хорошо известно, что в отработанном ядерном топливе (ОЯТ) действующих ядерных реакторов содержится большое количество долгоживущих радиоактивных отходов, чья токсичность превышает на много порядков токсичность свежего топлива. Так, в первую сотню лет в радиоактивность выгруженного топлива в реакторе вносят осколки деления, а затем образующиеся в реакторе новые тяжелые нуклиды – изотопы плутония и так называемых минорных актинидов [1].

В настоящей работе проводилось исследование эффективности использования америция в качестве топлива в тепловом реакторе ВВЭР и быстром реакторе типа БН. В рамках него рассматривались модели тепловыделяющих сборок реакторов

ВВЭР-1000 и БН-800. Исследовались модели гомогенного и гетерогенного топлива с америцием ($\text{Am}_2\text{O}_3 + \text{UO}_2$). Условием подбора объёмных долей топлива и америция являлось достижение критичности системы.

Расчеты проводились при помощи расчетного комплекса Serpent, который в своей основе использует метод Монте-Карло [2]. В ходе работы были смоделированы тепловыделяющие сборки реактора ВВЭР-1000 и БН-800, рассчитано выгорание топлива и эффективные коэффициенты размножения на кампанию длительностью в 3 года для случая бесконечной геометрии (рассматривалось условие отражения модели). Было проведено сравнение уранового топлива с добавлением америция. Рассмотрено изменение изотопного состава америция за кампанию и его вклад в деление. Выжигание америция в тепловом реакторе оказалось более эффективным, кроме того, америций сам по себе является делящимся изотопом и в быстром реакторе может рассматриваться как топливо.

Использовалось топливо диоксида урана с обогащением 3.3% U-5 и стержни с выгорающим поглотителем AmO_2 , смешанным в различных соотношениях. В таблице показаны значения коэффициентов размножения в сборке ТВС и использованием оксида америция в качестве добавки в топливо от времени работы реактора.

В рамках исследования установлено, что добавка 0.5% диоксида америция в тепловыделяющие элементы не отразится на параметрах кампании теплового реактора типа ВВЭР-1000. Ограничивающим фактором его использования являются его активность, а также другие нейтронно-физические характеристики, которые необходимо изучить в последующей работе.

Литература

1. V. Lemekhov, V. Smirnov, A. Umansky. “Minor actinides as a safety factor for the uranium start of nuclear power on fast neutrons”. JSC “NIKIEТ”, Moscow, Russia.
2. J. Leppanen, et al. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.

ВЛИЯНИЕ СКОПЛЕНИЙ С ВЫСОКООБОГАЩЕННЫМ ПЛУТОНИЕМ В МОХ-ТОПЛИВЕ НА РАСЧЕТ ЭФФЕКТИВНЫХ ЯЧЕЕК РЕАКТОРОВ РАЗЛИЧНОГО ТИПА

*Аверченкова Е.П.¹, Силичева К.А.¹, Внуков Р.А.¹, Колесов В.В.¹,
Иванов Е.²*

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

²IRSN, Париж, Франция

В настоящее время ядерная энергетика активно прибегает к использованию МОХ-топлива. Открытых источников с детально описанной технологией изготовления нет, но известно о неоднородности дисперсной структуры: среди измельченной в пыль плутониевой составляющей находятся относительно крупные агломерации, называемые пятнами, в которых содержание обогащенного плутония выше в сравнении с совокупностью (27% против 20%) [1]. В нейтронно-физических расчетах выгорания реакторов данная нетехнологичность на текущий момент не принимается во внимание.

Оценка изменения критичности и локального энерговыделения в Pu-пятнах и вне их при дополнительном рассмотрении нахождения пятна в разных местах внутри топливной ячейки показывает, можно ли использовать расчеты без уточнения дисперсной структуры МОХ-топлива.

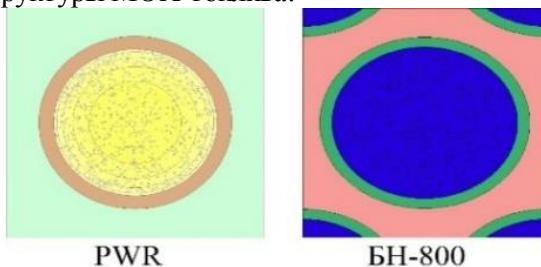


Рис. 1. Смоделированные варианты эффективных ячеек PWR и БН-800

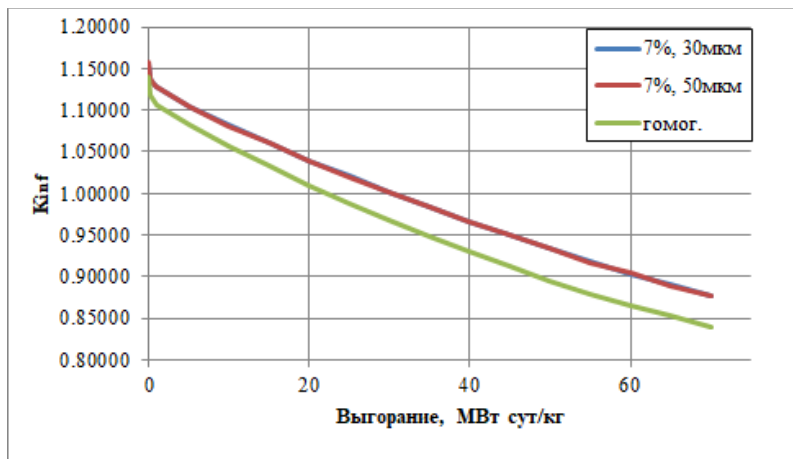


Рис. 2. Изменение K_{inf} от выгорания топлива

В качестве рабочих моделей были выбраны эффективные ячейки ТВС реакторов PWR и БН-800, гомогенная и гетерогенная с содержанием Pu в плутониевых агломератах 27%, (см. рис. 1). Реактор PWR было решено разбить на 5 зон по радиусу. Реактор БН-800 – на 3 части по высоте. Концентрация самих пятен по ячейке варьировалась от 7% до 22%. Отслеживались две существенные характеристики: энерговыделение и коэффициент размножения нейтронов K_{inf} (рис. 2). Расчет осуществлялся методом Монте-Карло с использованием ПК Serpent [2].

В рамках рассматриваемой модели, где топливные ячейки при гомогенном и гетерогенном задании разбивались на зоны и оставались целостной единицей, исследование показало существование значительных дифференциаций локальных энерго-выделений. В гетерогенных случаях, учитывающих высокообогащенные Pu-пятна, со временем выгорания был выявлен рост разницы коэффициента размножения нейтронов относительно гомогенной системы; K_{inf} в ячейке с любым размером пятен в начале кампании превышал значение идеализированной модели.

Литература

1. Takanori Kameyam, Akihiro Sasahara, Tetsuo Matsumura "Analyses of Burnup at Plutonium Spots in Uranium Plutonium

Mixed Oxide Fuels in Light Water Reactors by Neutron Transport and Burnup Calculations". Nuclear science and technology, 1997.

2. Leppänen, J. and Isotalo, A. "Burnup calculation methodology in the Serpent 2 Monte Carlo code". In proc. PHYSOR, 2012.

УВЕЛИЧЕНИЕ НАРАБОТКИ ИЗОТОПА МО-99 В РЕАКТОРЕ БН-600 ПУТЕМ ЗАМЕНЫ НЕКОТОРЫХ ТВС НА БЕРИЛЛИЕВЫЕ БЛОКИ

*Кучерявых О. С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Некоторые радионуклиды, которые нарабатываются в реакторе, как осколки деления ^{235}U , являются достаточно важными. Так, например, изотоп ^{99}Mo широко применяется в медицине для изготовления радиофармпрепаратов, используемых при диагностических процедурах и лечении онкологических заболеваний. Так как наработка ^{99}Mo определяется величиной потока и величиной сечения деления ^{235}U , есть необходимость с одной стороны сделать тепловой спектр, с другой – сохранить достаточно большие потоки нейтронов, присущие быстрым реакторам.

В данной работе рассматривается реактор на быстрых нейтронах БН-600, а именно проводятся расчеты для этого типа ядерного реактора в стандартном виде [1] и в случае, если часть его активной зоны окружат бериллиевыми блоками, что приведет к замедлению нейтронов.

Расчёты производились в программном комплексе SERPENT, реализующем метод Монте-Карло [2].

Исходя из результатов расчетов для потоков нейтронов можем сделать вывод о том, что при введении в активную зону бериллиевых блоков плотность потоков тепловых нейтронов увеличивается, а плотность потоков быстрых нейтронов уменьшается. Это приводит к увеличению наработки ^{99}Mo . В ходе работы было получено, что для стандартного реактора БН-600 и для реактора БН-600 с бериллиевыми блоками наработка ^{99}Mo для второго получается больше примерно в 2 раза.

Литература

1. IAEA-TECDOC-1700 series. «BN-600 MOX core benchmark analysis: results from phases 4 and 6 of a coordinated research project on updated codes and methods to reduce the calculational uncertainties of the LMFR reactivity effects» – Vienna, 2013.
2. Leppänen J. Serpent – a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code – June 18, 2015.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТА ВЛИЯНИЯ ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ НА РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В РЕАКТОРЕ CEFR

Каширина В.Е.^{1,2}, Котов Я.А.², Невиница В.А.²

¹ ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

² НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

CEFR – первый реактор на быстрых нейтронах в Китае. В ходе физических пусковых испытаний в 2010 году были проведены эксперименты, включая загрузку топлива и критичность, измерение эффективности регулирующих стержней, измерение коэффициентов реактивности, а также измерения активации фольг. Эти эксперименты не только стали важной частью пуска реактора, но также дали ценные данные для проверки конструкции активной зоны и ядерных данных [1].

В CEFR была построена лаборатория активационного анализа, и с использованием активационных фольг были проведены измерения для получения распределения скоростей реакций, спектра нейтронов. Активационные фольги были заключены в специально разработанные экспериментальные сборки, которые были поочередно загружены в 8 положений для измерения радиального распределения скоростей реакций. Позиция № 1 также использовалась для измерения аксиального распределения (см. рисунок 1). Во время облучения мощность реактора была ниже 0,1% номинальной мощности.

Поскольку топливо в стартовой загрузке CEFR еще свежее, в нем практически отсутствуют источники нейтронов. Поэтому для запуска в центре активной зоны расположен источник нейтронов с ^{252}Cf , который остается в активной зоне также и во

время экспериментов. Особенность такой зоны в том, что в положении №1 расстояние между измерительным каналом экспериментальной сборки и источником нейтронов составляет около 6 см, что гораздо меньше средней длины пробега нейтронов в быстром реакторе.

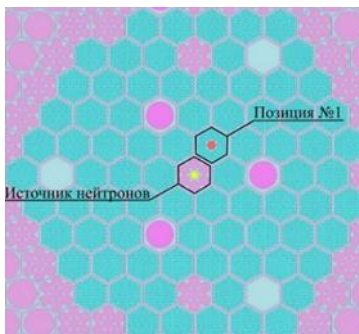


Рис. 1. Расположение источника нейтронов и экспериментальной сборки в активной зоне реактора CEFR

Согласно практике эксперимента, в случае близости источника нейтронов к активационному детектору, он может исказить результаты измерений, и степень его влияния будет зависеть от множества параметров, включая локальные размножающие свойства, реактивность реактора и его мощность [2].

Для исследования данного эффекта с использованием возможностей программного комплекса Serpent [3] была построена подробная модель активной зоны. Смоделировать данные эффекты можно решая задачу с источником вместо задачи на собственные значения K_{eff} . Расчет проводился с разными значениями реактивности. Управление ею осуществлялось за счет изменения положения максимально удаленных от исследуемой области стержней.

Для примера была выбрана реакция $^{237}\text{Np}(n, f)$, так как данная реакция хорошо восприимчива к локальным возмущениям спектра за счет пороговых эффектов. На рисунке 2 представлено распределение относительной скорости реакции $^{237}\text{Np}(n, f)$ для различных значений реактивности.

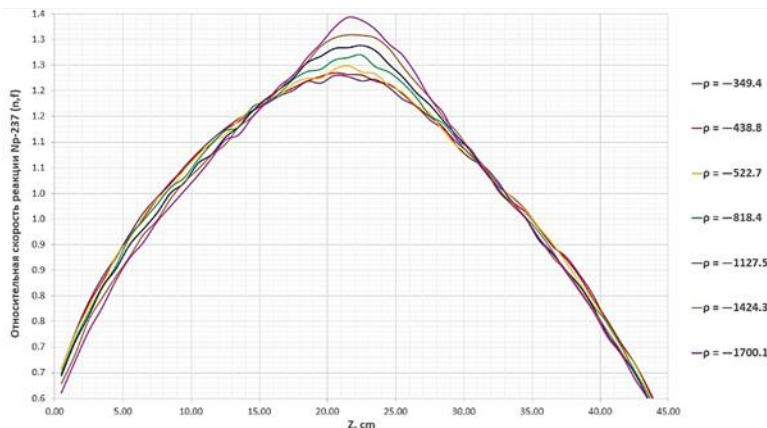


Рис. 2. Распределение относительной скорости реакции $^{237}\text{Np} (n, f)$ в зависимости от реактивности

Видно, что чем больше отрицательная реактивность, т.е. чем больше подкритичность, тем возмущение от источника выше.

В ходе исследования было показано, что источник действительно вносит определенное возмущение в результаты экспериментов. Величина данного эффекта зависит от степени подкритичности реактора. Эффектом влияния источника в реакторе CEFR можно пренебречь при условии правильного проведения эксперимента. Поскольку в таком случае величина эффекта оказывается меньше погрешности эксперимента.

Литература

1. International Atomic Energy Agency [Электронный ресурс] Режим доступа <https://www.iaea.org/ru/projects/crp/i31032> (дата посещения 12.11.2021).
2. В.И. Владимиров. Физика ядерных реакторов: Практические задачи по их эксплуатации. – М.: ЛЕНАНД, 2018.
3. Leppänen, J., et al. (2015) "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.

ОЦЕНКА ПОГРЕШНОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ НЕЙТРОННЫХ ПОТОКОВ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ПОЛОЖЕНИЯ КС

Хныкина Е. С., Стогов В. Ю.

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

В реакторе БН-600 в настоящее время проводится большое количество реакторных испытаний экспериментальных сборок. Перед непосредственным их погружением в реактор проводят нейтронно-физические расчеты для анализа прогнозной загрузки, сопоставления с эксплуатационными пределами нейтронно-физических характеристик. При расчётах нейтронно-физических параметров отсутствует возможность устанавливать глубину погружения КС в полном соответствии с реальным состоянием активной зоны. С целью оценки уровня возможных отклонений распределений плотности нейтронных потоков, были проведены расчёты при разном уровне погружения поглотителей.

Расчетное моделирование нейтронно-физических условий облучения реакторныхборок БН-600 проводилось с использованием инженерного нейтронно-физического кода TRIGEX [1] и информационной системы ModExSys, которая оперирует реальными паспортными характеристиками загруженных в реактор ТВС с индивидуальной историей их облучения.

Для каждой ТВС реактора БН-600 был выполнен расчет пространственного распределения плотности потока нейтронов и его группового спектра. Данные характеристики рассчитывались на момент времени, соответствующий 2/3 продолжительности микрокампании нахождения ТВС в реакторе.

На рисунках 1 и 2 представлены значения отклонений (в процентах) нейтронных потоков каждой сборки от базового значения при перемещении КС на один шаг вверх и на один шаг вниз.

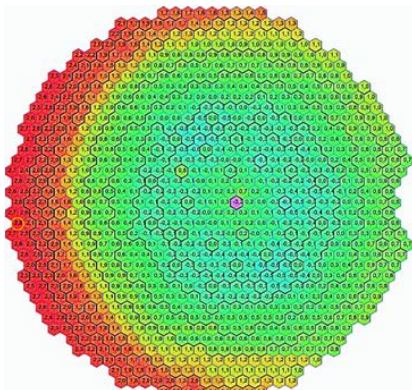


Рис. 1. Отклонения плотности потока нейтронов при перемещении КС на один шаг вверх

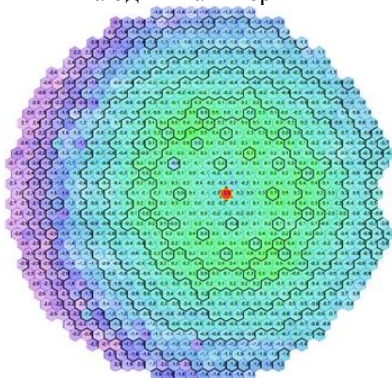


Рис. 2. Отклонения плотности потока нейтронов при перемещении КС на один шаг вниз

В каждой сборке влияние положения поглотителя проявляется по-разному, в основном подъем увеличивает поток, опускание снижает. Центральная сборка, в которой наблюдается предельная величина смещения, является органом КС.

Результатом работы стали расчетные величины отклонений нейтронных потоков в многогрупповом приближении (26 групп). Наиболее сильные отклонения проявляются по периферии активной зоны. Таким образом в результате расчета плотности распределения нейтронных потоков граница неточности составляет порядка 3%.

Литература

1. Моисеев А.В., Сараева Т.О., Семенов М.Ю., Моделирование экспериментов на реакторе БН-600 с помощью системы ModExSys // Материалы семинара «Нейтроника-2007». – 257 с. – Режим доступа: <http://www.neutronica.ru> (дата посещения – 05.11. 2021).
2. Серегин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.05: Препринт №3128 – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2008.

STRENGTH CALCULATIONS OF NUCLEAR POWER PLANT EQUIPMENT AND THEIR SEISMIC RESISTANCE

*Ghaith R.S.
IATE MEPHI, Obninsk*

This paper discusses the calculation of the seismic resistance of any structure or equipment always starts at the point where we are able to determine the type of the structure design. In Nuclear Power Plants, seismic resistance is based on how exactly the structure itself can be preserved and its levels of safety (in terms of radiation). Safety is a priority for a Nuclear Power Plant because if it is not handled properly and carefully, it can be a very serious danger to the environment and people or animals that exist in this environment. We must take note that not all equipment or parts of an NPP play a role in seismic resistance. This is the reason why all equipment in an NPP is categorized according to the intensity of their seismic resistance. This research work will focus specifically on Pipe compensators and how exactly they are able to withstand seismic action. The biggest advantage of calculating the Seismic resistance of a particular object or piece of equipment is that an individual is able to know how the object will perform when subjected to certain overwhelming parameters. It makes the job of making a working environment safer and more protected in case of any scenarios. Ultimately, the risk of damage to a building or piece of equipment is lowered because essentially, you can protect this equipment by designing it in a way where under certain overwhelming conditions it is able to withstand this but this can only

be known by calculating its seismic resistance. It gives a chance for personnel to know exactly what they are getting themselves into when they choose to work in a certain area or install certain equipment.

References

1. PNAE G-7-002-86 standards for calculation for the strength of equipment and pipelines of nuclear power plants.
2. PNAE G-5-006-87 design standards for seismic resistant nuclear power plants.
3. SolidWorks: A program for 3D printing & design [Electronic resource] access link: <https://rkgadget.ru/articles/programmy-dlya-3d-printera/> (date of visit - 28.05.2021).
4. Ansys mechanical - About the program [Electronic resource] access link: https://www.tadviser.ru/index.php/Продукт:Ansys_Механика (date of visit - 28.05.2021).

СЕКЦИЯ II
ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС

**ПЕРВИЧНАЯ ОПТИМИЗАЦИЯ ЗАМКНУТОГО ЦИКЛА
БРАЙТОНА НА S-CO₂ ДЛЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ
РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК**

*Михин С. А., Евтишенков В. А., Лавроненко А. В.,
Слободчук В. И., Лескин С.Т.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Наиболее известным среди замкнутых газотурбинных циклов является цикл Брайтона. Изначально цикл Брайтона был предложен для поршневых двигателей, в настоящее время он используется в газотурбинных установках при подводе тепла при постоянном давлении. В качестве рабочего тела было бы целесообразно использовать одноатомные газы, например, гелий.

Исследования цикла Брайтона с использованием гелия в качестве рабочего тела показали, что коэффициент полезного действия такого цикла может достигать значений близких к 50%. Однако гелиевые циклы Брайтона требуют высокой начальной температуры около 850 - 900^oC для достижения привлекательной эффективности.

Диоксид углерода CO₂ рассматривается как один из наиболее перспективных газов из-за умеренного значения его критического давления, его стабильности и относительной инертности (для интересующего диапазона температур), достаточных знаний о его термодинамических свойствах, распространенности и низкой стоимости.

Несмотря на то, что цикл Брайтона на сверхкритическом CO₂ простой, компактный, может быть экономичным, все же его КПД несколько ниже, чем у парового цикла при температуре рабочего тела порядка 500 – 550^oC. В связи с этим целесообразно провести оптимизацию цикла с целью повышения его эффективности [1].

Для проведения расчетных исследований подготовлена расчетная программа, написанная на языке Fortran. При разработке этой программы использовались полиномиальные зависимости

для расчета термодинамических характеристик CO_2 , рекомендованные в [2].

Выполненные исследования показывают, что в оптимизированном цикле на сверхкритическом CO_2 при 550°C достигается термический КПД порядка 46%, что сравнимо с гелиевым циклом Брайтона при 800°C . При повышении температуры цикла до 650°C термический КПД цикла может приблизиться к 50%.

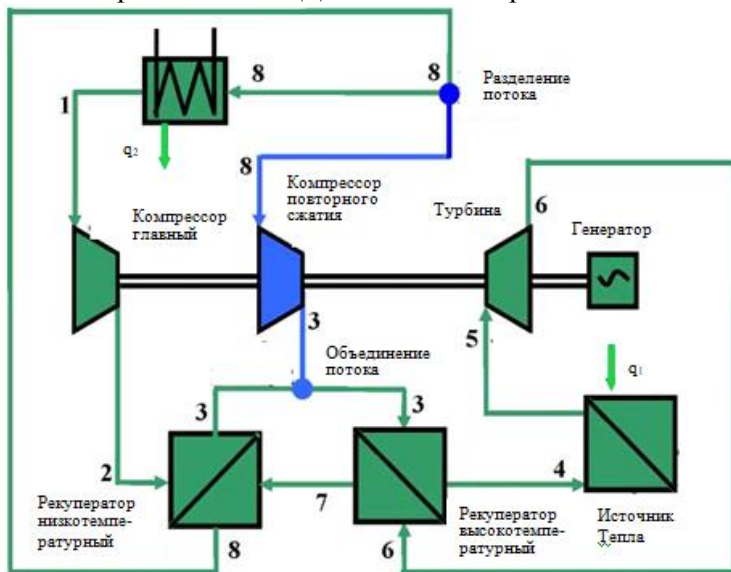


Рис. 1. Схема цикла Брайтона с повторным сжатием

Литература

1. V. Dostal, M.J. Driscoll, P. Hejzlar A Supercritical Carbon Dioxide for Next Generation Nuclear Reactors, MIT-ANP-TR-100, 2004, 326 с.
2. В.В. Алтунин, Теплофизические свойства двуокиси углерода, Издательство стандартов, Москва, 1975, 553с.

ТЕПЛООБМЕННОЕ ОБОРУДОВАНИЕ ЦИКЛА БРАЙТОНА НА S-CO₂ ДЛЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

*Михин С. А., Евтишенков В. А., Лавроненко А. В.,
Слободчук В. И., Лескин С.Т.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Теплообменники относятся к основному оборудованию цикла и, пожалуй, являются наиболее крупными и габаритными компонентами. В общем случае в газовом цикле используется не более трех различных типов теплообменников: рекуператор, который работает с рабочим телом с обеих сторон; охладитель, который охлаждает рабочее тело потоком охлаждающей воды; промежуточный теплообменник, который передает тепло от первичного теплоносителя к рабочему телу. Одна из задач – выбор компактного теплообменника с малым гидравлическим сопротивлением.

Что касается собственно промежуточного теплообменника, то здесь можно рассмотреть два варианта конструкции: классический кожухотрубный [1] и пластинчатый [2]. Оба варианта рассмотрены в данном исследовании.

Основные результаты расчетов кожухотрубного теплообменника для температуры CO₂=500°C представлены в таблице 1.

Как было отмечено выше, геометрические размеры кожухотрубных теплообменников получаются очень большими. Из-за большого перепада давления между теплоносителем и рабочим телом толщина трубной доски превышает 0,5 м, толщина стенок патрубков тоже значительная. В связи с этим, аналогичные расчеты были выполнены и для другого типа теплообменников – пластинчатых теплообменников. Для уменьшения общего объема теплообменников необходимо использовать более компактные теплообменники. Пластинчатый теплообменник с вытравленными каналами можно рассматривать как один из перспективных вариантов для использования в цикле Брайтона.

Эти теплообменники нечувствительны к высоким давлениям и большим перепадам давления, поскольку они состоят из множества пластин, в которых каналы химически протравлены с по-

следующим диффузионным соединением с образованием монолитного блока. Каналы могут быть прямыми или волнообразными. Эти теплообменники обеспечивают большую экономию по сравнению с традиционными кожухотрубными теплообменниками.

Таблица 1.

Результаты конструкционного расчета кожухотрубного ТО

Параметр	БН-1200	БР-1200
Площадь теплообмена, м ²	3333,6	3995,5
Длина трубок, м	10,08	11,81
Толщина стенки корпуса $\delta_{\text{к}}$, мм	7,61	7,62
Входной диаметр патрубка рабочего тела $d_{\text{вх}}^{\text{р.т.}}$, мм	1094,7	1108,7
Толщина стенки входного патрубка рабочего тела $\delta_{\text{патр вх}}^{\text{р.т.}}$, мм	144,6	150,3
Выходной диаметр патрубка рабочего тела $d_{\text{вых}}^{\text{р.т.}}$, мм	1094,7	1108,7
Толщина стенки выходного патрубка рабочего тела $\delta_{\text{вых}}^{\text{р.т.}}$, мм	170,39	172,6
Высота эллиптического днища $H_{\text{д}}$, мм	448,56	453,6
Толщина днища $\delta_{\text{д}}$, мм	330,93	324,6
Толщина трубной доски $\delta_{\text{т.д.}}$, мм	647	654

Пластинчатые теплообменники получают более компактными по сравнению с кожухотрубными, с меньшим гидравлическим сопротивлением. Дальнейшая работа в этом направлении может рассматриваться в части оптимизации теплообменников: выбор оптимального количества каналов, а также размеров каналов, что влияет на гидравлическое сопротивление.

Литература

1. Н. Г. Рассохин «Парогенераторные установки атомных станций» М. Энергоатомиздат, 1990.

2. V. Dostal, M.J. Driscoll, P. Hejzlar A Supercritical Carbon Dioxide for Next Generation Nuclear Reactors, MIT-ANP-TR-100, 2004.

АНАЛИЗ ПОСЛЕДСТВИЙ ОТ НАРУШЕНИЙ ТЕПЛОТВОДА ОТ БАССЕЙНА ВЫДЕРЖКИ И ПЕРЕГРУЗКИ ТОПЛИВА

Акобян М.Т.¹, Ксенофонтов А.И.¹, Саргсян С.А.²
¹НИЯУ МИФИ, г. Москва

²ЗАО «ААЭК», г. Мецмор, Армения

С целью временной выдержки отработавшего топлива тепловыделяющие сборки помещают в бассейн выдержки (далее БВ), заполненный борной водой. Вода в бассейне выдержки служит как защитой от радиационного излучения, так и для съема выделяющихся тепловыделений. По мере разогрева воды бассейна выдержки возникает необходимость отвода тепла. Перегрев воды или снижение уровня с оголением тепловыделяющих сборок может привести к перегреву оболочек ТВЭЛ (тепловыделяющих элементов) и, как следствие, к их расплавлению.

Цель задачи – определение перечня возможных исходных событий аварий, которые могут привести к неблагоприятным последствиям с точки зрения целевых показателей безопасности, и их группирование (при необходимости). Выполняется оценка частот возникновения исходных событий аварий в БВ.

Кроме того, в рамках задачи выполняется оценка частот возникновения исходных событий аварий на БВ.

Расчеты выполнялись для оценки возможности охлаждения бассейна выдержки ВВЭР-440/270 (ААЭС, блок №2) и эффективности действия оператора по применению насосов низкого давления в ходе аварии в условиях потери теплоотвода из бассейна выдержки.

Система расхолаживания бассейна выдержки предназначена для:

- отвода остаточных тепловыделений отработанного топлива, находящегося в бассейне выдержки в режиме нормальной эксплуатации, а также при аварийной выгрузке;
- поддержания заданных уровней воды при перегрузке и хранении топлива с целью обеспечения радиационной защиты персонала;

Система расхолаживания бассейна выдержки является системой нормальной эксплуатации, важной для безопасности.

Для вычислений, выполняемых в этом отчете, использовался компьютерный код RELAP5/Mod3.2.

Расчеты были выполнены для случаев полной выгрузки ядерного топлива из активной зоны. Расчеты проводились до повреждения топлива в БВ. До начала моделирования аварии, с целью достижения начального состояния с распределением температуры воды в БВ 6000 секунд проводился расчет с работой НРБ и ТОВВ.

Расписание событий при разрыве линии расхолаживания БВ без вмешательства оператора

Время, сек	События
0.0	Разрыв линии расхолаживания БВ
280	Начало оголения топливной части кассеты
330	Снижение уровня БВ до низа выходных трубопроводов
4300	Начало увеличения температуры топлива
15229.14	Минимальный уровень воды в активной зоне: 3.70 м
15229.14	Максимальная температура оболочки (МТО): $T_{обол.} = 1200.0 \text{ } ^\circ\text{C}$
15229.14	Максимальная температура топлива (МТТ): $T_{топ.} = 1200,0 \text{ } ^\circ\text{C}$
15229.14	Конец вычислений

Литература

1 Руководство по анализу проектных аварий «Детерминистический анализ безопасности» (Декабрь 2020г)

2 «Nuclear energy – Light water reactors – Calculation of decay power in nuclear fuels. International standard, ISO 10645, First edition, 1992-03-01//Reference number ISO 10645:20210E).

ВЫПОЛНЕНИЕ АНАЛИЗА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ В РАМКАХ КРОСС-ВЕРИФИКАЦИИ РК СОКРАТ

*Басов Д.К., Пантюшин С.И., Литышев А.В., Николаева А.В.,
Гаспаров Д.Л., Астахов В.В., Пыхтин Д.В.
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск*

В настоящее время для анализа тяжелых аварий реакторных установок ВВЭР используется расчётный код СОКРАТ. В 2010 г. данный расчётный код был аттестован в Ростехнадзоре со следующим ограничением:

- результаты расчёта начальной стадии аварии (до превышения максимального проектного предела (МПП) повреждения твэла) должны быть подтверждены расчётами по аттестованным теплогидравлическим кодам.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ SSR-2/1 [1] и требованиями Российских ФНП [2] анализы безопасности необходимо сопровождать анализом неопределенности.

В рамках данной работы выполнен анализ неопределенности для сценария тяжелой аварии и сравнение результатов расчёта по РК СОКРАТ и РК ТЕЧЬ-М-97. Критерием останова расчёта было выбрано превышение максимальной температуры оболочек твэлов свыше 1200 °С (один из критериев МПП).

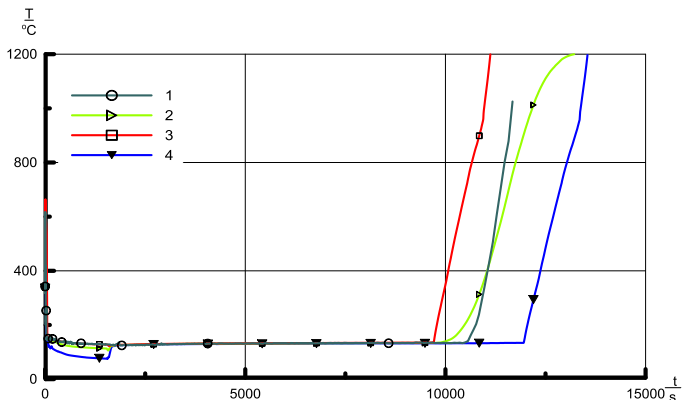
В качестве тяжелой аварии был выбран сценарий гильотинного разрыва ГЦТ на входе в реактор с отказом насосов САОЗ на рециркуляцию «прямо́к-первый контур-прямо́к» после опорожнения баков САОЗ на АЭС с РУ ВВЭР-1000.

Для проведения анализа неопределенности были выбраны 46 параметров источников неопределенностей, заданы их диапазоны и законы распределения. Затем с использованием метода Монте-Карло были сформированы 150 расчётных наборов.

По результатам расчётов, которые приведены на рисунке 1 и в таблице 1, можно сделать следующие выводы:

-показано, что для определения статистической достоверности результатов для данной задачи достаточно 60 расчётов.

- результаты моделирования с применением РК СОКРАТ и РК ТЕЧЬ-М-97 соответствуют друг другу в пределах погрешностей, определенных в ходе анализа неопределенности.



1 – значения ТЕЧЬ-М-97; 2 – средневзвешенные значения СОКРАТ;
3 – максимальные значения СОКРАТ; 4 – минимальные значения СОКРАТ

Рисунок 1. Сравнение результатов расчетов максимальной температуры оболочек твэлов по РК ТЕЧЬ-М-97 и по РК СОКРАТ

Как видно из рисунка 1, значения, полученные с помощью РК ТЕЧЬ-М-97, лежат между минимальными и максимальными значениями, полученными с использованием РК СОКРАТ.

Таблица 1

Сравнение расчётных кодов ТЕЧЬ-М-97 и СОКРАТ

Параметр	Значение параметра в ТЕЧЬ-М-97	Значение параметра в СОКРАТ без отклонений	Средневзвешенное значение в СОКРАТ	Стандартное отклонение от средневзвешенного значения в СОКРАТ	Количество расчётов, необходимое для сходимости
Время достижения МПП	11740 с	12070 с	12241 с	5%	60
Суммарный выход теплоносителя	2192 т	2215 т	2215 т	1%	40
Максимальное давление в ЗО	0.46 МПа	0.47 МПа	0.47 МПа	1%	60

Литература

1. SSG-2. Deterministic Safety Analysis for NPP, SSG-2 (rev. 1), IAEA, Vienna, 2019

2. НП-001-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций, 2015

**МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ
КОЛЛЕКТОРНОЙ СХЕМЫ ОБЪЕДИНЕНИЯ
ТРУБОПРОВОДОВ СИСТЕМЫ ПРОДУВКИ НА
РАСПРЕДЕЛЕНИЕ КОТЛОВОЙ ВОДЫ В КАРМАНАХ ПГ
В РАЙОНЕ СВАРНОГО СТЫКА №111 (ПРОЕКТ АЭС-2006
(РУ В- 392М))**

Сухарева В.В.¹, Яуров С.В.²

*¹ ФГБОУ ВО «Национальный исследовательский университет
«МЭИ»», г. Москва*

² НВ АЭС, г. Нововоронеж

Цель работы: Оценка распределения поля скорости в карманах коллекторов парогенератора ПГВ-1000 МКП (район стыка №111) блока АЭС с ВВЭР-1200 (проект РУ В-392М) с помощью современных программных продуктов при текущей (действующей) конфигурации объединения трубопроводов продувки из карманов ПГ. Определение эффективности вывода котловой воды из карманов ПГ системой продувки.

Сравнение полученных результатов с накопленными данными по повреждению сварного стыка № 111.

Актуальность выполненной работы:

Опыт эксплуатации парогенераторов АЭС с ВВЭР показал, что в районе стыка №111 (сварной стык приварки коллекторов ПГ к корпусу ПГ) с течением времени возникают трещины [1].

Наиболее вероятные причины растрескивания стыка № 111:

1) термические напряжения, возникающие в указанном узле в переходных процессах;

2) коррозионные процессы, возникающие за счет накопления шлама в карманах ПГ и в области сварного стыка №111.

В работе рассмотрены вопросы, связанные с причиной №2, с точки зрения теплогидравлических процессов.

Результаты расчета коллекторной схемы показали [2]:

1) При течении потока через коллектор наблюдается «коллекторный» эффект, то есть неравномерное распределение расходов, следовательно, неравномерный отвод шлама из «карманов» парогенератора.

2) Неравномерное распределение расходов в коллекторе продувки карманов ПГ приводит к неравномерному отводу котловой воды на очистку, как в режиме постоянной, так и в режиме периодической продувки.

Построенная 3D модель карманов ПГ и выполненный гидравлический расчет поля скорости в карманах показал, что скорость котловой воды в горизонтальном сечении ПГ при проведении непрерывной (постоянной) продувки карманов составляет от 0,1 м/с до 1,042 м/с. Неравномерность скорости отвода продувочной воды, приводит к возникновению локальных вихрей, что в свою очередь приводит к образованию областей отложения шлама.

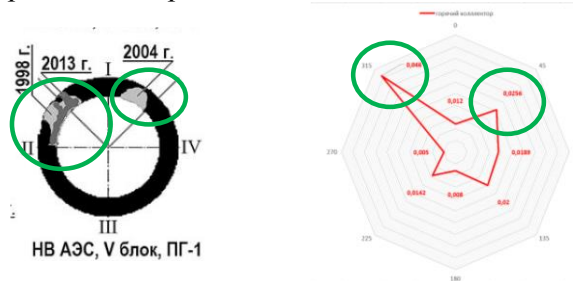


Рис. 1. Зоны повреждения сварного соединения №111 и распределение средней скорости в горячем коллекторе ПГ по окружности кармана

Сравнительный анализ полученных результатов с картограммой повреждений сварных стыков №111 ПГ блока № 5 НВАЭС (рис. 1) выявил, что расчетное местоположение вихрей находится в одной области с местами растрескиваний.

Литература

1. Поваров В.П. Анализ повреждаемости сварных швов №111 ПГВ-1000 и предложения по их устранению. //Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. - №4. – С. 31-43.

2. Яуров С.В, Боровой А.В., Данилов А.Д. Математическое моделирование гидравлики коллекторной схемы объединения трубопроводов системы продувки парогенераторов Проекта АЭС-2006 (РУ В-392М). //Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2021. - №3. – С.134-145.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО СОСТОЯНИЯ ПОГЛОЩАЮЩЕГО ЭЛЕМЕНТА ПРИ НАРУШЕНИИ НОРМАЛЬНЫХ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

*Полевой М.А., Юдахин В.В., Ягов П.В.
ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск*

Поглощающий элемент (ПЭЛ) в составе поглощающего стержня системы управления и защиты реакторной установки ВВЭР предназначен для быстрого прекращения ядерной реакции в активной зоне, поддержания мощности на заданном уровне и ее перевода с одного уровня на другой, выравнивания энерговыделений по высоте активной зоны и подавления ксеноновых колебаний. Для обоснования работоспособности ПЭЛ необходимо знать условия его эксплуатации.

Ранее для обоснования работоспособности ПЭЛ при нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях (ПА) в качестве исходных данных принимались температурные условия тепловыделяющего элемента [1]. Но, так как ПЭЛ находится в направляющем канале, то условия охлаждения тепловыделяющего элемента и ПЭЛ отличаются.

Отсюда возникает потребность в определении температурного состояния ПЭЛ и выполнения анализ позволяющего более реалистично определить изменения температуры ПЭЛ в аварийных процессах, и позволит проверить отсутствие плавления поглощающего материала и конструкционных материалов ПЭЛ.

Анализ температурного состояния ПЭЛ проводится с использованием теплогидравлического расчетного кода КОРСАР\ГП. [2, 3] Данная работа выполняется отдельно для режимов с разгерметизацией первого контура и без разгерметизации первого контура. Для режимов без разгерметизации первого контура со срабатывание и без срабатывания аварийной защиты. Для режимов

с разгерметизацией первого контура рассмотрен режим «Аварии с потерей теплоносителя при большой течи с отказом активной части системы аварийного охлаждения зоны низкого давления» [1].

Данная работа демонстрирует реалистичное температурное состояние ПЭЛ и его конструкционных материалов, а также отсутствие плавления поглощающего материала и оболочки ПЭЛ при аварийных процессах. Результаты данной работы использовались для проектов реакторных установок с ВВЭР-1200 [2].

Литература

1. Васильченко И.Н., Кушманов С.А., Махин В.М. Задачи исследований пэлов для ВВЭР-1200. ВАНТ, серия «Обеспечение безопасности АЭС», выпуск 25, Реакторные установки с ВВЭР, 2009, с. 44-49.

2. Руководство пользователя. Совершенствование специализированного расчетного кода КОРСАР/ГП в обеспечение проектных расчетов по обоснованию безопасности РУ с ВВЭР, Сосновый Бор, 2006 с. 26-141.

3. Кушманов С.А.; Васильченко И.Н., Вьялицын В.В. и др. Перспективный поглощающий стержень системы управления и защиты ВВЭР: конструкция, методики и результаты обоснования. ВАНТ, серия «Обеспечение безопасности АЭС», выпуск 30, Реакторные установки с ВВЭР, 2011, с. 15-28

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ СТРУКТУРЫ ПОТОКА ОДНОФАЗНОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ НЕИЗОТЕРМИЧЕСКОМ СМЕШЕНИИ В ТРОЙНИКОВОМ УЗЛЕ ТИПА «ВСТРЕЧНЫЙ ВПРЫСК»

*Рязанов Р.Р.¹, Соборнов А.Е.¹, Наумов А.Е.¹, Кудашкин И.А.¹,
Мельникова А.С.¹, Проякко А.М.¹, Мамаев А.В.¹, Потинев К.С.²
ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева», г. Нижний Новгород
²ОКБМ им. И.И. Африкантова, г. Нижний Новгород*

Процессы неизотермического смешения потоков теплоносителя в элементах энергетического оборудования водо-водяных

реакторных установок сопровождаются пульсациями температуры, интенсивность которых может достигать значений, приводящих к усталостному разрушению. Получение необходимых для оценки ресурса оборудования статистических и спектрально-корреляционных характеристик термопульсаций возможно с применением численных методов [1]. Однако результаты таких расчетов нуждаются в валидации на основе экспериментально полученных полей тепловых и гидродинамических параметров среды. Таким образом, для получения представления о механизме возникновения и характеристиках термопульсаций проведено экспериментальное исследование структуры потока однофазного теплоносителя при неизотермическом смешении в тройниковом узле.

Исследование проводилось на стенде, представляющем собой гидравлически замкнутый контур, изготовленный из полипропиленовых труб. Экспериментальная модель выполнена геометрически подобной модели, установленной на высокотемпературном стенде для исследования влияния термоциклических нагрузок на ресурсные характеристики конструкционных материалов оборудования РУ [2]. Коэффициент геометрического подобия $K = 4/3$. Материал модели - прозрачное органическое стекло.

Циркуляция теплоносителя (дистиллированной воды) осуществлялась по следующей схеме: основной («горячий») поток, нагретый до температуры 73°C в нагревательном баке, центробежным насосом подавался в экспериментальную модель. Часть теплоносителя с напора насоса по параллельной ветке направлялась в теплообменник-охладитель, где температура потока («холодного») снижалась до 23°C , после чего по периферийной трубе поступала в зону смешения. Смешавшиеся в модели потоки теплоносителя возвращались в нагревательный бак для донагрева. Массовая скорость «горячего» потока поддерживалась постоянной на уровне $739 \text{ кг}/(\text{с} \cdot \text{м}^2)$, массовая скорость «холодного» варьировалась в диапазоне от $8,8$ до $18,7 \text{ кг}/(\text{с} \cdot \text{м}^2)$ с шагом $2,2 \text{ кг}/(\text{с} \cdot \text{м}^2)$. Визуализация структуры потока осуществлялась путем инъекции в модель контрастного трассера, обладающего схожей со смешиваемыми средами плотностью. Введение трассера проводилось последовательно в четырех различных точках с последующей видеофиксацией процесса смешения с частотой 30 Гц

Для измерения температуры в исследуемой области устанавливались пять хромель-алюмелевых термопар с диаметром чувствительной части 0.5 мм.

В ходе проведения исследования получены фрагменты видеозаписи процесса смешения, а также синхронные с ними экспериментальные реализации пульсаций температуры. Отслежено образование вихревых потоков в зоне смешения, определены масштабы вихрей, осредненные по времени профили температуры потока, профили интенсивности пульсаций температуры. Совместный анализ структуры и температурного состояния потока позволил объяснить характер пульсаций температуры во фронтальной относительно периферийной трубы области.

Литература

1. Д.Е. Бесчеров и др. Верификация методики расчета усталостной прочности оборудования реакторных установок при нестационарных термоциклических нагрузках// Труды НГТУ им. Р.Е. Алексеева. – Нижний Новгород, 2019.

2. С.М. Дмитриев и др. Измерение температурного и напряженно-деформированного состояний трубного образца при воздействии локальных стохастических температурных пульсаций// Приборы и методы измерений. – 2019.

ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬ СПЛАВОВ РВ-НА, РВ-В1-НА ПРИ ТЕМПЕРАТУРАХ 350 – 800 °С

*Круглов А.Б., Тарасов Б.А., Паредес Л.П.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В настоящее время для быстрых реакторов разрабатываются тепловыделяющие элементы с нитридным топливом и теплопроводящим жидкометаллическим подслоем [1]. В качестве материалов жидкометаллического подслоя проходят испытание свинец, легированный компонентами, стали оболочки твэла, сплавы свинца с магнием и цирконием. Существенным недостатком перечисленных сплавов является высокая вязкость их расплавов, усложняющая изготовление твэлов [1].

В НИЯУ МИФИ проводятся исследования сплавов свинца с натрием и висмутом [1], которые за счет повышенной текучести в жидком состоянии и смачиваемости поверхностей стальной оболочки твэла могут упростить технологию изготовления твэлов с жидкометаллическим подслоем [2].

В докладе представлены результаты измерений теплопроводности сплавов Pb-Na 20 ат. % и эвтектики (Pb-Bi) 20 ат. % Na, данные о смачивании сплавом Pb-Na 20 ат. % стали ЭП-823 и топлива UN. Описаны методики проведения экспериментов и обработки данных. Приведены результаты расчетов температуры топлива в твэлах с теплопроводящим подслоем из исследованных сплавов.

Литература

1. J. C. Hesson, H. Shimotake, and J. M. Trolmer. «Densities of molten sodium-lead and sodium-bismuth alloys»// Journal of metals, February 1968.

2. Е.О. Адамов, Л.М. Забудько и др. «Разработка твэла с нитридным уран-плутониевым топливом с жидкометаллическим подслоем»//Атомная энергия, 2019, т. 127, вып. 5, с 255-262.

ВАЛИДАЦИЯ КОДОВ КОРСАР/ГП И СОКРАТ/В1 ДЛЯ УСЛОВИЙ ПОТЕРИ ОХЛАЖДЕНИЯ БАССЕЙНА ВЫДЕРЖКИ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

*Бедретдинов М.М., Степанов О.Е.
АО «ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск*

ОЯТ продолжает выделять остаточное тепло еще на протяжении многих лет после извлечения из реактора, в связи с чем его располагают в БВ для длительного отвода остаточных тепловыделений.

В случае отказа системы охлаждения скорость разогрева объема воды в БВ до температуры насыщения зависит от мощности остаточного тепловыделения отработавшего топлива и объема воды.

Для обоснования безопасности хранения ОЯТ в БВ в режимах нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, проектных аварий, а также разработки противоаварийных инструкций по действию персонала в случае проектных аварий и по управлению запроектными авариями используются теплогидравлические компьютерные коды. Согласно действующим нормативным документам РФ коды, используемые при обосновании безопасности АЭС, должны быть установленным образом верифицированы (валидированы) и аттестованы Ростехнадзором.

Проводились эксперименты по выкипанию теплоносителя в сборке стержней ADELA-2[1] и ALADIN [2], выполненные в 2013г и 2018г соответственно, на Кафедре водородной и ядерной энергии Энергетического института Дрезденского технического университета. Эксперименты проведены для ТВС типа ВВР при мощностях каждого из стержней 20, 50, 70 и 100 Вт, для того чтобы суммарная мощность стержней в эксперименте соответствовала разным мощностям остаточного энерговыделения отработавшего ядерного топлива моделируя различное время выдержки. Это приблизительно эквивалентно времени выдержки ОЯТ реактора типа ВВЭР-1000 от полутора лет до одного месяца соответственно.

В ходе работы были смоделированы экспериментальные установки ADELA-2 и ALADIN с помощью теплогидравлических кодов КОРСАР и СОКРАТ, проведена оценка влияния степени пространственной дискретизации на результаты расчетов, которая говорит о том, что результаты расчетных данных достаточно хорошо согласуются с результатами экспериментальных данных.

Сравнительные данные показывают хорошее согласование расчетов с экспериментами по моменту начала оголения стержней и по максимальной температуре. При этом результаты, полученные с применением кодов, демонстрируют тенденцию к направленности отклонений в консервативную сторону, т.е. в большинстве случаев дают занижение момента оголения по сравнению с экспериментами.

Также был выявлен эффект преждевременного оголения менее напряженных ТВС по сравнению с более напряженными при одном и том же массовом уровне в кассетах, что находит качественное подтверждение также и результатами расчетов. Этот

эффект необходимо учитывать при анализе безопасности в аварийных режимах с отказом системы охлаждения БВ. На основе сравнения с экспериментальными данными определены параметры расчетных моделей для получения наиболее точных результатов.

Литература

1. Schulz S., Schuster C., Hurtado A. Experimental investigation of boil-off-scenario in BWR spent fuel pools. — In: Proc. of the 21st International Conference on Nuclear Engineering (ICONE21). Chengdu, China, July 29 — August 2, 2013.
2. Partmann C., Schuster C., Hurtado A. Experimental investigation of the thermal hydraulics of a spent fuel pool under loss of active heat removal conditions. — Nuclear Engineering and Design, 2018. vol. 330, p. 480—487.

ВИРТУАЛЬНАЯ МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ КОНТУРА ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ В ПРОГРАММНОЙ СРЕДЕ SIMINTECH

*Блохин А.А., Самойлов А.М., Сатаев А.А., Андреев В.В.
НГТУ им. П.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

Математическое моделирование различных физических процессов с помощью программной среды SimInTech открывает широкий спектр возможностей перед инженерами и проектантами в области исследования аварийных ситуаций и нестационарных процессов, которые могут произойти во время работы ядерной энергетической установки (ЯЭУ).

Атомная энергетика всегда отличалась высокими требованиями к безопасности проектируемых ЯЭУ, что в свою очередь затрудняет работу специалистов. Чтобы соответствовать повышенным условиям эксплуатации, необходимо уметь прогнозировать и знать сценарии развития аварийной ситуации, которая может возникнуть в процессе эксплуатации установки. Также для ее предотвращения должна быть разработана программа системы

автоматического управления (САУ), чтобы снизить человеческий фактор в принятии решения по выходу из сложившейся ситуации. Для получения данных, которые формируются в процессе аварии, и отработки САУ проводят эксперименты, которые воссоздают аналогичные по условиям возникновения и протекания процессы, но зачастую такое невозможно по причине больших экономических затрат и трудности в их проведении. В свою очередь, математическое моделирование в программной среде SimInTech не вызывает таких сложностей и позволяет спрогнозировать, что произойдет в случае изменения каких-либо свойств и характеристик, и как то, что изменилось, повлияет на его функционирование установки и САУ в целом.

Объектом моделирования был выбран контур естественной циркуляции (ЕЦ), который был сконструирован с целью проведения эксперимента, направленного на изучение нестационарных процессов при ЕЦ в ЯЭУ. При построении модели была произведена ее декомпозиция на более простые субмодели (см. рисунок 1), которые были реализованы в программе с помощью блоков теплогидравлики SimInTech. Также, проведя заранее эксперимент в стационарном режиме работы установки, были полученные необходимые данные изменения температуры во времени в контрольных точках для верификации полученной математической модели.



Рис.1. Декомпозиция модели

Литература

1. Амосов А.А., Дубинский Ю.А., Копченова Н.В. Вычислительные методы инженеров: Учеб. Пособие - М.: Высшая школа., 1994.- 554 с.

2. Митенков Ф.М., Кульгин Л.Н., Моторов Б.И., Самойлов О.Б. О гидродинамической устойчивости естественной циркуляции в ЯЭУ с подкипанием теплоносителя // Атомная энергия: науч. Журнал. 1982. [Т.52]. С. 227-230. URL: http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t52-4_1982/go,4/ (дата обращения: 13.02.2021).

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ВНЕШНЕЙ ТЕПЛОЙ КОНВЕКЦИИ НА ТЕПЛОТДАЧУ ПРИ КИПЕНИИ ВОДЫ

*Толочков А.Ю., Нихат Йанар., Литвинцова Ю.Е., Делов М.И.,
Кузьменков Д.М., Куценко К.В.
НИЯУ МИФИ», г. Москва*

При проектировании теплообменного оборудования необходимым является определение геометрической формы и оптимизация массогабаритных размеров теплообменных агрегатов. Последнее достигается за счёт увеличения коэффициентов теплопередачи, что позволяет обеспечить минимальную материалоемкость оборудования и повышенную эффективность теплообмена.

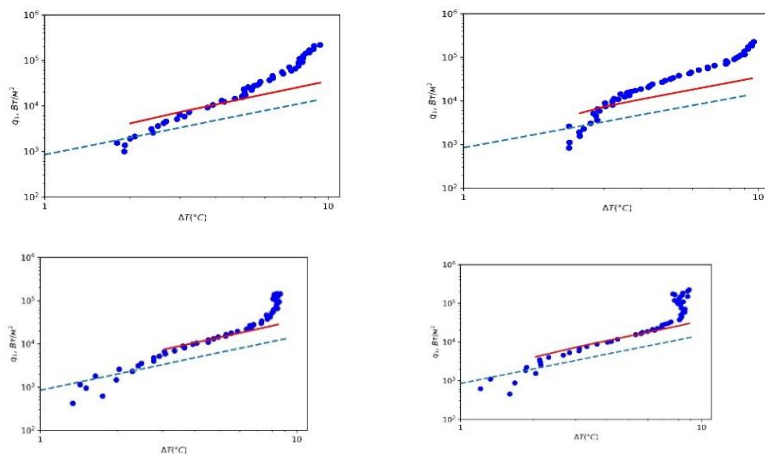


Рис. 1. Кривая кипения насыщенной воды под атмосферным давлением с наведённой конвекцией за счёт нижнего нагревателя с плотностью теплового потока: а) $q_2 = 498 \text{ Вт/м}^2$; б) $q_2 = 852 \text{ Вт/м}^2$; в) $q_2 = 1800$

Вт/м²; г) $q_2 = 4815$ Вт/м²: точки-экспериментальные данные; сплошная линия – расчёт наведённой конвекции

Работа посвящена экспериментальному и расчетному исследованию влияния наведённой конвекции на теплоотдачу от горизонтальных пучков ТВЭЛ в условиях большого объема насыщенной воды при атмосферном давлении.

Для проведения экспериментов была разработана и изготовлена экспериментальная установка. Установка состояла из термостата, автоматизированной системы управления экспериментами и цилиндрических тепловыделяющих элементов диаметром 4 мм, которые располагались горизонтально относительно поля силы тяжести один над другим. Конструкция рабочего участка позволяла изменять расстояния между ТВЭЛами и задавать тепловой поток q независимо на каждом из нагревателей.

Анализ экспериментальных данных показал, что наведённая конвекция существенно увеличивает коэффициент теплоотдачи в режиме естественной конвекции и практически не влияет на теплоотдачу в режиме пузырькового кипения (Рис.1).

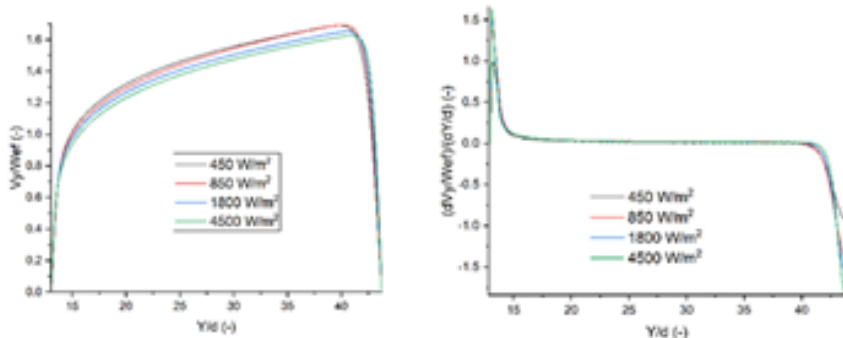


Рис. 2. Безразмерные скорость и градиент скорости в зависимости от безразмерной координаты при различных тепловых потоках

Для количественного описания эффекта интенсификации теплоотдачи в зависимости от условий внешней наведённой конвекции была разработана физическая модель и проведены расчёты в Ansys 2021 R2, результаты которых согласуются с данными эксперимента (Рис.2).

РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ ПАССИВНОГО РАСХОЛАЖИВАНИЯ ШАХТЫ-ХРАНИЛИЩА ИЯУ ИВВ-2М

*Глухов С.М., Стругов Е.Д., Таишыков О.Л., Ширманов И.А.,
Шумков Д.Е.*

Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург

Безопасность ядерных установок в значительной степени определяется герметичностью оболочек твэлов при эксплуатации и хранении облученных тепловыделяющих сборок (ОТВС).

Как показала авария на АЭС Фукусима-1 важной задачей при потере электроснабжения является обеспечение надежного отвода остаточных тепловыделений от бассейнов выдержки с ОТВС.

В представленном докладе рассматривается возможность повышения надежности теплоотвода от ОТВС при полной потере электроснабжения за счет использования систем пассивного расхолаживания шахты-хранилища (бассейна выдержки) ОТВС исследовательской ядерной установки ИВВ-2М с использованием термосифонов. Для этих целей был выполнен комплекс работ, включающий в себя:

- исследование зависимости остаточного тепловыделения от глубины выгорания и времени выдержки ОТВС;
- моделирование процессов отвода остаточных тепловыделений шахты-хранилища (ШХ) ОТВС [1];
- расчетная оценка отвода остаточных тепловыделений от ОТВС в строительные конструкции, окружающие ШХ [2];
- разработка компьютерной модели основного оборудования шахты-хранилища;
- экспериментальные исследования изменения температуры воды в характерных точках объема ШХ с помощью специального устройства в разных режимах работы штатной системы расхолаживания, включая отказ по причине обесточивания [3];
- анализ теплоотвода от конденсационной части пассивной системы расхолаживания [4];

- разработка принципиальной схемы системы пассивного теплоотвода от ШХ ИЯУ ИВВ-2М.

Литература

1. Kurteev A. V., Klimova V. A., Sevastyanov M. M., Tashlykov O. L. Numerical simulation of residual heat removal from the spent fuel assemblies storage pit. 2019. AIP Conference Proceedings 2174(1): 020170.

2. Куртеев А. В., Нейская С. А., Севастьянов М. М., Ташлыков О. Л. Расчетная оценка отвода остаточных тепловыделений от шахты-хранилища облученных топливных сборок в строительные конструкции // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Атомная энергетика: материалы Международной научно-практической конференции. -Екатеринбург: УрФУ, 2018. с.828-833

3. Шумков Д.Е., Ташлыков О.Л. Экспериментальные исследования температурных режимов в шахте-хранилище исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М / Физика. Технологии. Инновации: сборник материалов VIII Международной молодежной научной конференции; Екатеринбург, УрФУ. 2021. С. 971-972.

4. Глухов С.М., Климова В.А., Ташлыков О.Л., Шумков Д.Е., Лёзов А.Д. Моделирование системы пассивного отвода тепла от шахты-хранилища исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М при помощи термосифонов / Физика. Технологии. Инновации: сборник материалов VIII Международной молодежной научной конференции; Екатеринбург, УрФУ. 2021. С.919-920.

ГАЗОТУРБИННАЯ ЦСТАНОВКА НА СВЕРХКРИТИЧЕСКОМ CO₂

*Голобоков А.С., Калабин Е.В., Шелегов А.С., Чистозвонова Е.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Сегодня в нашей стране эксплуатируются два энергоблока с реакторами БН-600 и БН-800, для которых передача тепла от реактора к турбогенераторам производится по трехконтурной схеме. Несмотря на все достоинства реакторов на быстрых

нейтронах, они не получили широкое распространение в мире по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах. Причиной тому является не только сложность в обращении с жидким металлом, но и значительно высокая цена/стоимость капитального сооружения энергоблока. Вероятным путем к решению проблемы высокой стоимости строительства может стать замена традиционного цикла Ренкина на газотурбинный цикл Брайтона.

В связи с низким взаимодействием CO_2 с жидкими металлами появляется возможность перехода от трехпетлевой компоновки блока перехода к двухпетлевой компоновке. Это может упростить и удешевить схему генерации электрической энергии на АЭС, тем самым повысить конкурентоспособность ядерной энергетики.

В настоящее время в общедоступных литературных источниках и научных статьях содержится мало сведений о методах расчета такого рода турбин. Представленная в работе методология расчета геометрических параметров проточной части, по сути дела, является интеграцией методов расчета паровых и газотурбинных установок и носит оценочный (рекомендательный) характер. Более глубокая проработка методики требует тщательной проработки подходов к проектированию турбин с использованием как отечественного, так и зарубежного опыта. Потребуется проведение целого комплекса расчетных (в том числе с использованием CFD кодов), научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в обосновании методики расчета.

Расчеты были проведены для двух значений частоты вращения ротора, а именно 3000 об/мин и 6000 об/мин. В качестве исходных параметров брались за основу параметры реакторной установки БН-1200М. В результате расчетов были получены основные геометрические параметры проточной части турбины.

По итогу работы была выполнена отработка методики предварительного расчета проточной части газовой турбины сверхкритических параметров. Основными результатами анализа являются теплотехнические параметры турбины на сверхкритическом CO_2 , полученные при проведении вариативных расчетов геометрических параметров цилиндров турбины.

В целом же анализ предварительных расчетов, показал, что для технологической тепловой схемы блока (проект БН-1200М)

понадобится установка нескольких небольших по габаритам турбин, обеспечивающих общеблочную энерговыработку.

Литература

1. А.Н. Рогалев, Е.Ю. Григорьев, В.О. Киндра, С.К. Осипов, С.А. Павлычев Разработка методики расчета проточной части газовых турбин цикла R.J. Allam на сверхкритическом диоксиде углерода, Вестник ИГУ, вып.3, 2018
2. В.С. Гольба, В.И. Белозеров. Расчет проточной части паровых турбин. Учебное пособие по курсу «Тепломеханическое оборудование АЭС», Обнинск, 1990
3. О.В. Комаров, В.Л. Блинов, А.С. Шемякинский Тепловые и газодинамические расчеты газотурбинных установок. Учебно-методическое пособие, Екатеринбург, издательство Уральского университета, 2018

НЕСТАЦИОНАРНЫЕ РАСЧЕТЫ В ОБОСНОВАНИИ РАБОТОСПОСОБНОСТИ РЕКОМБИНАТОРА ВОДОРОДА РВК 500

Зыонг Куанг Хыонг¹, Авдеенков А.В.^{1,2}

¹*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

²*АО «ВНИИАЭС», г. Москва*

На сегодняшний день существует несколько подходов к моделированию пассивных каталитических рекомбинаторов водорода (ПКРВ) с помощью методов вычислительной гидродинамики (CFD), которые отличаются степенью детализации учитываемых при расчете явлений [1,2].

Обоснование работоспособности рекомбинаторов включает в себя верификацию моделей для различных переходных процессов. Такого рода нестационарные расчеты требуют значительных вычислительных ресурсов, особенно при учете детального хода химических реакций. Как правило для моделирования химической реакции необходим шаг по времени порядка 10^{-5} с [3], поэтому прямые расчеты с точным учетом многошаговой реакции

горения водорода как на катализаторе, так и в объеме желательно моделировать с использованием упрощенных, но в то же время отражающих реалистичность процессов, методик.

В данной работе проведен нестационарные расчеты модели рекомбинатора РВК500 для начального периода работы рекомбинатора и выхода на стационар. Рассмотрен пример при входной концентрации водорода 4 об.%, температуре 40°C и скорости воздушно-водородной смеси 1 м/сек. Нестационарный расчет до 0,4с показал эффективность рекомбинатора в 46,65%, а температурный подогрев смеси всего 3°C. В тоже время стационарный расчет, то выход рекомбинатора на стационарный режим работы дает эффективность 55%, в то время как подогрев смеси около 170°C.

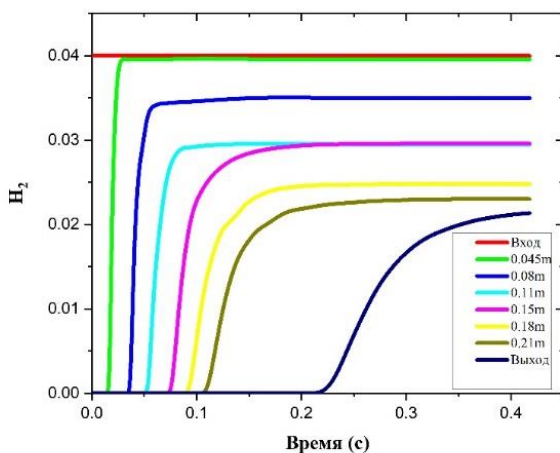


Рис. 1. Распределение концентрации H_2 в центре ячейки РВК 500 по времени

Полученные результаты ясно демонстрируют, что рекомбинатор быстро достигает своей стационарной эффективности, практически за время пролета смеси через него (рис.1), но в тоже время температура катализатора и, собственно, подогрев смеси слабо влияют на эффективность и выходят на стационар

значительно позже (рис.2). Такое квазистационарное поведение производительности и распределения водорода позволяет провести процедуру, которая значительно упрощает расчеты для оставшегося до достижения стационарных значений времени. В работе приведены расчеты подтверждающие предположения нашей модели.

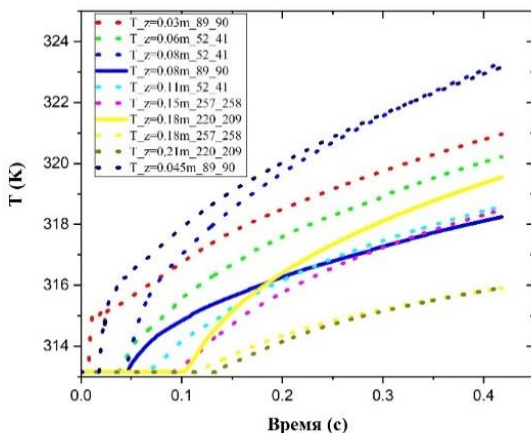


Рис. 2. Распределение температуры поверхностей катализаторов по времени

Литература

1. Magdalena Orszulik, Adam Fic, Tomasz Bury. CFD modeling of passive autocatalytic recombiners. NUKLEONIKA, V. 60(2) pp. 347-353, 2015.

2. Avdeenkov AV et al., Math hydrogen catalytic recombiner: Engineering model for dynamic full-scale calculations. International Journal of Hydrogen Energy, <https://doi.org/10.1016/j.ijhydene.2018.10.212>

3. Пешков Р.А., Исмагилов Д.Р. Численное моделирование взаимодействия продуктов сгорания порохового аккумулятора давления с кислородом воздуха в пусковом контейнере. Вестник Концерна ВКО «Алмаз – Антей». 2019;(1):68-73. <https://doi.org/10.38013/2542-0542-2019-1-68-73>

ДИАГНОСТИКА ЗАКИПАНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА ОСНОВЕ ВЕЙВЛЕТ АНАЛИЗА ФЛУКТУАЦИЙ ТЕМПЕРАТУРЫ

*Литвинцова Ю.Е., Делов М.И., Кузьменков Д.М., Мурадян К.Ю.,
Куценко К.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

При эксплуатации легководных ядерных реакторов в условиях длительных топливных кампаний кипение теплоносителя может интенсифицировать процессы коррозии оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ). Поэтому необходимо уметь диагностировать и предсказывать наступление переходных процессов от конвекции теплоносителя к пузырьковому кипению на поверхности ТВЭЛ.

Температура поверхности теплоотдающего элемента, вне зависимости от режима теплоотдачи, всегда испытывает стохастические колебания около стационарного значения. Разработка методики и критериев наступления смены режимов теплоотдачи по температурным флуктуациям теплоотдающей поверхности позволит предсказывать данный процесс.

В предыдущих работах [1, 2] авторами были предложены методики диагностики закипания теплоносителя и наступления кризиса кипения на поверхности малоинерционных нагревателей (тонких проволок) и инерционных нагревателей. Предложенные методики основываются на проведении статистического и частотного анализа температурных флуктуаций, основанного на изучении их амплитудных спектров, полученных с применением быстрого преобразования Фурье (БПФ). Согласно [1] частотный анализ с применением БПФ обладает рядом преимуществ перед статистическим анализом.

Данная работа посвящена определению спектральных характеристик температурных флуктуаций с применением дискретного Вейвлет-преобразования, которое в свою очередь обладает рядом преимуществ перед БПФ. Определен оптимальный материнский Вейвлет для флуктуаций температуры. Обнаружено, что результаты дискретного Вейвлет преобразования флуктуаций

температуры инерционной поверхности и тонких проволок качественно схожи, и энергия Вейвлет коэффициентов [3] высоких уровней разложения при переходе к режиму пузырькового кипения перетекает на более низкие уровни разложения, что говорит о смещении спектра флуктуаций в область более высоких частот.

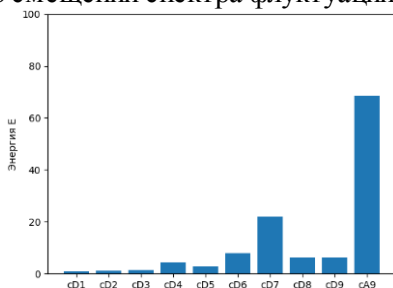


Рис. 1. Пример Вейвлет разложения флуктуаций температуры при конвекции

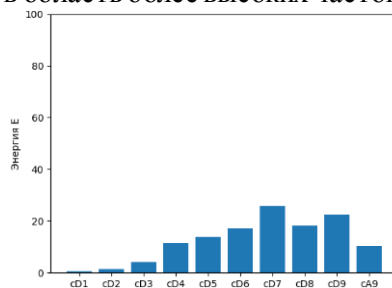


Рис. 2. Пример Вейвлет разложения флуктуаций температуры при кипении

Полученные результаты найдут применение при разработке системы диагностики наступления переходных режимов теплоотдачи в энергетическом оборудовании, работающей в режиме реального времени.

Литература

1. M.I. Delov, Yu.E. Litvintsova, et al., «Diagnostics of transient heat transfer modes based on statistical and frequency analysis of temperature fluctuations»//Experimental Heat Transfer, 2019
2. Y.E. Litvintsova et al. Diagnostics of coolant boiling onset based on the analysis of fluctuations of thermohydraulic parameters //Journal of Physics: Conference Series. – IOP Publishing, 2020. – Т. 1689. – №. 1. – С. 012042
3. Сычѳв С. В. и др. Методика выбора оптимального материнского вейвлета на основе критериев энергии и энтропии //Известия Тульского государственного университета. Технические науки. – 2017. – №. 7

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ – ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНАЯ СТАДИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА БЛОКА АЭС

*Морозов Ф.Т., Нахабов А.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Жизненный цикл блока АЭС включает в себя стадии проектирования, сооружения, ввода в эксплуатацию, эксплуатации и вывода из эксплуатации. Вывод блока АЭС из эксплуатации - завершающая стадия его жизненного цикла.

На сегодняшний день в мире уже остановлено более 187 блоков АЭС [1] и их количество с каждым годом только увеличивается. К 2030 году в Российской Федерации на стадии останова будет находиться 19 блоков АЭС, в связи с чем возникает острая необходимость в формировании системных подходов к выводу их из эксплуатации с учетом имеющихся ресурсных, временных и иных ограничений.

В Российской Федерации вывод из эксплуатации блоков АЭС осуществляет эксплуатирующая организация и привлекаемые профильные организации. Основная задача вывода из эксплуатации безопасное и эффективное завершение жизненного цикла атомной электростанции.

В докладе рассматриваются основные подходы к выводу из эксплуатации блоков АЭС: «отложенный демонтаж» и «немедленный демонтаж». Эти варианты различаются тем, что при «немедленном демонтаже» отсутствует этап сохранения блока АЭС под наблюдением, который в среднем занимает 50 лет [2].

В докладе представлены преимущества реализации варианта «Немедленный демонтаж» - максимальное использование остаточного ресурса оборудования и конструкций остановленных блоков, снижение эксплуатационных затрат на содержание остановленных блоков за счет продолжительности вывода, использование квалификации персонала, эксплуатирующего остановленный блок.

При реализации пилотного проекта по выводу из эксплуатации блоков № 1, 2 Нововоронежской АЭС определяются эффек-

тивные технологии и технические решения по выводу из эксплуатации, которые будут тиражироваться на все блоки АЭС, выводимые из эксплуатации.

В докладе отмечается, что важную роль в осуществлении работ играет разработка и применение инновационных технологий. АО «Концерн Росэнергоатом» планирует получить ключевые референции по выводу из эксплуатации как корпусных, так и канальных блоков АЭС по завершении реализации пилотных проектов на площадках блоков № 1, 2 Нововоронежской АЭС (для корпусных реакторов), блоков № 1, 2 Ленинградской АЭС (для канальных реакторов).

Литература

1. И.И. Линге, А.А. Абрамов и др. Лучшие зарубежные практики вывода из эксплуатации ядерных установок и реабилитации загрязненных территорий – М.: ИБРАЭ РАН, 2017

2. Б.К. Былкин, И.А. Енговатов, Ю.А. Зверков и др. Основы вывода из эксплуатации блоков атомных электрических станций – М.: Издательский дом МЭИ, 2019

АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ С ПОЛНОЙ ПОТЕРЕЙ ПОДАЧИ ПИТАТЕЛЬНОЙ ВОДЫ В ПАРОГЕНЕРАТОРЫ

*Пыхтин Д.В., Пантюшин С.И., Литышев А.В., Николаева А.В.,
Гаспаров Д.Л., Астахов В.В., Басов Д.К.
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск*

В соответствии с требованиями МАГАТЭ SSR-2/1 [1] и Российских ФНП (НП-001-15) [2, 3] анализы безопасности необходимо сопровождать анализом неопределенности полученных результатов. С целью демонстрации и апробации методики выполнения анализов неопределенности, разработанной в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» и ИБРАЭ РАН на примере проекта АЭС с РУ ВВЭР-1000 выполнены соответствующие работы для одного из определяющих режимов тяжелых аварий.

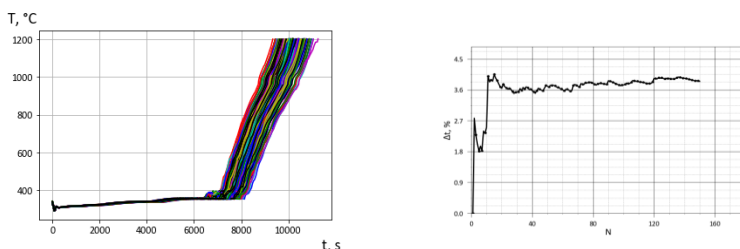
В рамках данного исследования выполнен анализ неопределённости для сценария тяжёлой аварии с полной потерей подачи питательной воды в парогенераторы для РУ с ВВЭР-1000 проекта В-320 с применением кода СОКРАТ. Для определения наличия корреляционной зависимости между получаемыми значениями рассчитываемой величины и возмущёнными входными параметрами использованы коэффициент корреляции (Пирсона, Кендалла).

В качестве входных неопределённостей рассмотрено 46 независимых параметров.

В качестве ключевых параметров расчёта рассмотрены:

- время достижения максимального проектного предела (МПП) повреждения твэлов;
- общая масса теплоносителя, выброшенного из первого контура до достижения МПП повреждения твэлов;
- максимальное давление в ЗО до достижения МПП повреждения твэлов.

Всего выполнено 150 расчетов.



а)

б)

а – трубка неопределённости; б – сходимости параметра по среднему отклонению значений

Рис. 1. Максимальная температура оболочек твэлов

По результатам исследования показано, что:

- для обеспечения статистической достоверности результатов для данной задачи достаточно 120 расчётов;

- определены параметры, оказывающие наибольшее влияние на ключевые параметры расчёта;
- определены наиболее вероятные диапазоны изменения ключевых параметров;
- применяемые расчетные модели позволяют получить устойчивое решение, адекватно отражающее физические процессы, характерные для рассматриваемого сценария ТА.

Литература

1. SSG-2. Deterministic Safety Analysis for NPP, SSG-2 (rev. 1), IAEA, Vienna, 2019
2. НП-001-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций, 2015
3. РБ-166-20. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций», 2020

РАЗРАБОТКА МОДЕЛЕЙ И ЧИСЛЕННЫЙ АНАЛИЗ РЕЖИМОВ РАБОТЫ ОГРАНИЧИТЕЛЕЙ ТЕЧИ ПРИ РАЗРЫВАХ ТРУБОПРОВОДА СИСТЕМЫ ПОДПИТКИ-ПРОДУВКИ ПЕРВОГО КОНТУРА

Скородумов Д.Г.¹, Чивилев Я.В.¹, Яуров С.В.²

¹ ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

² НВ АЭС, г. Нововоронеж

Вставки-ограничители течи (далее по тексту – ВОТ) предназначены для уменьшения на технологических трубопроводах реакций струй при одновременном сокращении аварийного расхода истекающей среды через поперечный разрыв трубопровода.

Целью работы является разработка новых моделей ВОТ путем модернизации изначальной конструкции, чтобы добиться дополнительного сокращения критического расхода для увеличения времени истечения теплоносителя первого контура.

ВОТ представляет собой точеную деталь, в которой прочная часть выполнена в виде ассиметричного сопла Вентури с цилиндрическими частями по концам сопла.

В ходе работы было решено рассмотреть вариант последовательного соединения нескольких заводских ВОТ, а также следующие модернизированные конструкции:

ВОТ с параллельным пучком нескольких сопел Вентури, ВОТ с завихрителем в виде спиральных бугров/ямок на внутренней поверхности сопла.

Для оценки эффективности рассматриваемых конструкций были проведены теплогидравлические стационарные расчеты с помощью программного комплекса Ansys CFX.

Схема с последовательным соединением нескольких ВОТ показала эффект, аналогичный одной вставке. Некоторые численные результаты расчетов модернизированных конструкций приведены в таблице 1.

Таблица 1

Результаты расчетов

Тип конструкции	Критический массовый расход, кг/с	Перепад давления в режиме НЭ, МПа
заводская	102,8	0,0403
с 2-мя соплами	50,8	0,1859
с 3-мя соплами	56,0	0,1615
с 5-ю соплами	46,2	0,2719
со спиралью в виде ямки	103,8	0,0621
со спиралью в виде бугорка	80,9	0,1158
с 2-мя спиральями в виде бугорка	72,0	0,1371
с 4-мя спиральями в виде бугорка	67,5	0,1693

Согласно проведенным расчетным исследованиям, у большинства модернизированных моделей наблюдается снижение аварийного расхода, но при этом также возрастает перепад давления на вставках при нормальной эксплуатации. Вариант конструкции с завихрителем в виде одной спирали-бугорка пред-

ставляется наиболее перспективным из-за оптимального соотношения снижения расхода/увеличения перепада давления и простоты изготовления. В будущем планируется выполнить нестационарный расчет этой и заводской модели для оценки времени истечения теплоносителя.

Литература

1. Хлесткин Д.А., Мальцев Б.К., Канищев В.П. Ограничители расхода при разрывах трубопроводов // Атомная энергия. – 1986. – том 61 вып. 5. – С. 377-378.

2. Белозеров В.И., Жук М.М., Терехова А.М. Исследование режима с малой течью в первом контуре ВВЭР-1000 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – №3. – С. 137-147.

МОДЕРНИЗАЦИЯ ТЕПЛООБМЕННЫХ АППАРАТОВ РЕАКТОРОВ В ЦЕЛЯХ ПОВЫШЕНИЯ УСТОЙЧИВОСТИ ТРУБ К НАГРУЗКЕ

Федосов Д.П.

ФВА РВСН им. Петра Великого, г. Серпухов

В следующем исследовании будут предложены варианты к решению проблем с повышением продолжительности эксплуатационной способности кожух трубчатых теплообменных аппаратов ядерных реакторов. Рассмотрев рабочий процесс и задействованные детали, терпящие деформацию под действием атмосферного давления и воздействием коррозии.

Сперва необходимо разобраться с данными аппаратами. Высока ли их роль исправной работы в реакторе? Что влечёт к нарушениям работы механизма, а вследствие и вовсе аварии? Кожух трубчатый теплообменник, состоит из корпуса и сварочных с ним трубных решеток. В тех решетках закреплен пучок труб, а на прокладках и болтах крепятся крышки.

В теплообменнике одна из обменивающихся теплом сред движется внутри труб, а другая — в межтрубном пространстве. Направление движения каждой среды совпадает с направлением, в котором стремится двигаться данная среда под влиянием изменения ее плотности при нагревании или охлаждении.

Среды следует направлять противоположным течением друг к другу, так движение сред поддается более равномерному распределению скоростей и необходимому теплообмену по площади поперечного сечения аппарата. Иначе при подаче менее нагретой среды более нагретая часть жидкости скапливается в верхней части устройства, образуя застойные зоны с горючими и вредными газами. Что однозначно подрывает безопасность работы теплообменника и реактора в целом.

Так же важно размещение многоходовых аппаратов. Теплообменники вертикально расположенные более просты в эксплуатации и занимают меньшую площадь. Однако горизонтальные же аппараты могут работать при наибольших скоростях, участвующих в теплообмене сред для того, чтобы уменьшить расслоение жидкостей, так несколько понижается образование застойных зон, из-за разности температур и плотностей жидкостей.

Важно обеспечить наилучшую очистку наружной поверхности труб, что мало достижимо с размещением по окружностям и шестиугольникам. Решением является размещение по периметрам прямоугольников с достижением цели, а также обеспечения более компактного размещения необходимой поверхности теплообмена внутри устройства. Этот вариант будет оптимальным превосходя другие способы размещения.

В случае работы аппарата при повышенных давлениях, для этого чаще всего трубы закрепляют в решетках сваркой, если материал трубы не поддается вытяжке. Но нельзя исключать вариант с ротацией. Так использование соединения труб с решеткой посредством сальников, позволяет свободно перемещаться трубам продольно, откуда и возможность их быстрой замены. Такое соединение позволяет значительно уменьшить температурную деформацию труб.

Трубчатые теплообменники предпочтительны в применении. выдерживают скачки с изменением температуры и давления. Пучки труб не деформируются при вибрации и ударах.

Трубы этого типа мало загрязняемые, с возможностью чистки кавитационно-ударным методом, химическим, а для разборных аппаратов механическими способами. Срок службы довольно про-

должительный - до 30 лет. Адаптируемость к различным химически активным средам, и даже самые агрессивные среды позволяют не снижать надежность теплообменных аппаратов.

Так для минимизации неисправностей теплообменных аппаратов при продолжительной эксплуатации выбор остаётся на «ASME Code Stamp U», где используется летучий ингибитор коррозии с предварительной подготовкой внешней поверхности углеродистой стали в соответствии с требованиями реактора. Такой материал используется в трубной решетке, корпусе, головной части и перегородке, а для трубок выбрана медь, её пластичностью с изменениями температуры и давления. Наблюдается слабая загрязняемость, устойчивость к коррозии, с хорошей переносимостью перепадов температур и давления без потери качества материала и проводимости тепла. Медный металлопрокат встречается повсеместно, от электроники до автомобиля что делает его доступным.

Литература

1. Мартыненко О.Г. Справочник по теплообменникам. Т.2. М.: Энергоатомиздат, 1987 - 352с.
2. Виноградов С.Н. Выбор и расчёт теплообменников. Пермь: ПГУ, 2001 – 100с.

РАСПОЗНАВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ПРИНУДИТЕЛЬНОГО И КОНВЕКТИВНОГО ДВИЖЕНИЯ СРЕДЫ НА ЭФФЕКТИВНОСТЬ ТЕПЛООБМЕННОГО ОБОРУДОВАНИЯ СО СПИРАЛЬНО НАВИТЫМИ ТРУБКАМИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ NS КОДА

Скородумов Д.Г.¹, Чивилев Я.В.¹ Яуров С.В.²

¹*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

²*НВ АЭС, г. Нововоронеж*

В ходе проведения пуско-наладочных работ системы продувки и дренажей парогенераторов энергоблока №1 Нововоронежской АЭС-2 была выявлена низкая эффективность регенера-

тивного теплообменника (РТО). При подробном анализе режимов работы РТО выяснилось, что основной вклад в его эффективность вносят два конкурирующих процесса:

- 1) принудительное движение среды, создаваемое за счет работы насосов системы;
- 2) свободное (конвективное) движение среды, создаваемое за счет подъемно-опускных сил вследствие изменения температуры и плотности среды [1].

Причем, в случае противоположного направления принудительного и свободного движения среды эффективность РТО падает, а в случае однонаправленного движения среды эффективность РТО растет.

Учитывая полученные экспериментальные данные режимов работы РТО, была разработана теплогидравлическая модель, посчитанная в HS коде, в среде динамического моделирования SimInTech с целью анализа влияния выявленного эффекта на эффективность работы теплообменника.

Расчетная модель представляет собой 2 канала, 2 граничных узла, подпитку и тепловой элемент. Каждый канал содержит в себе более 100 элементарных объемов, которые являются камерой идеального смешения, то есть величины параметров, характеризующие состояние рабочего тела в нём, не имеют пространственного распределения внутри объема и состояние рабочего тела характеризуется только одним значением давления и энтальпии [2].

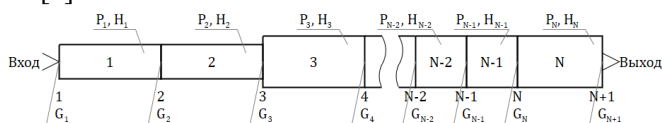


Рис.1. Схема модели канала

Исходные данные рассчитываются интерполяционным методом по таблицам термодинамических свойств воды и водяного пара. Для идентификации влияния конвективного движения на теплообмен использовались уравнение сохранения массы:

$$\left(\left(\frac{\partial \rho}{\partial P} \right)_h + \frac{\rho}{S} \cdot \frac{\partial S}{\partial P} \right) \cdot \frac{\partial P}{\partial \tau} = \frac{1}{V} \cdot [G_j - G_{j+1}] - \left(\frac{\partial \rho}{\partial h} \right)_P \cdot \frac{\partial h}{\partial \tau},$$

Уравнение сохранения энергии:

$$\rho \cdot V \cdot \frac{\partial h}{\partial \tau} = V \cdot \frac{\partial P}{\partial \tau} + G_j \cdot w_j \cdot (h_{j-1} - h_j) - G_{j+1} \cdot (1 - w_{j+1}) \cdot (h_{j+1} - h_j) + \left(\frac{G_j}{\rho} \cdot w_j \cdot (P_j - P_{j-1}) + \frac{G_{j+1}}{\rho} \cdot (1 - w_{j+1}) \cdot (P_{j+1} - P_j) \right) + Q_v + Q_{ax} + Q_{wall},$$

Благодаря оптимальному выбору параметров расчетная модель показала достойные результаты, а именно – погрешность составила менее 3%. В данной работе было продемонстрировано применение расчетной модели для теплообменного оборудования со спирально навитыми трубками, которая позволила диагностировать влияние конвективного движения на эффективность теплообмена при маленьком расходе с достаточно высокой точностью.

Литература

1. С.В. Яуров, К.Ф. Галиев, А.В. Боровой, А.С. Вольнов. Опыт ввода в эксплуатацию системы продувки парогенераторов проекта АЭС-2006 (РУ В-392 М). / Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2017, №3. С. 151-161.

2. Справочная система SimInTech [Электронный ресурс] // URL: <http://help.simintech.ru/>

О ВОЗМОЖНОСТИ ПОВЫШЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ПОВЫШЕНИЯ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ В РЕАКТОРАХ ВВЭР

Ширманов И.А., Глухов С.М., Стругов Е.Д., Потеряев С.Н., Щеклеин С.Е.

Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург

В настоящее время самым распространенным в атомной энергетике типом реактора является реактор с водой под давлением (ВВЭР или PWR). На АЭС с данными типами реакторов стремятся увеличить термодинамическую эффективность путем повышения начальных параметров первого и второго контура и в тоже время стремятся повысить безопасность АЭС.

Одним из главных показателей энергоэффективности на АЭС является глубина выгорания топлива. Одним из методов повы-

шения глубины выгорания является повышение обогащения топлива, однако, повышенное обогащение – дополнительный риск [1].

С другой стороны, повысить выгорание топлива возможно с помощью понижения параметров первого контура (понижение давления). Вместе с этим повысится безопасность ЯЭУ, снизятся затраты на оборудование и сооружение энергоблока, но при понижении начальных параметров уменьшится термодинамическая эффективность (КПД) [2].

В связи с вышеперечисленным, возникает проблема нахождения оптимального соотношения между повышенной глубиной выгорания и КПД.

В данной работе рассматривалось влияние параметров первого, второго контура на глубину выгорания ядерного топлива для повышения эффективности его использования, а также безопасности РУ в целом при различных параметрах первого и второго контура.

За основу при моделировании авторами была взята тепловая схема АЭС с реакторной установкой ВВЭР-С с параметрами первого контура – $P=16,2$ МПа, $T=300-327,5$ °С. Данный реактор имеет спектральное регулирование, которое приводит к значительному увеличению накопления плутония-239 и уменьшению скорости выгорания урана-235. При спектральной компенсации запаса реактивности возможно создание условий для наиболее полного выгорания как исходных делящихся, так и накопленных вторичных делящихся нуклидов, обеспечение максимальной гибкости при использовании топлива в зависимости от стоимости урана и химической переработки отработавшего топлива.

Варианты тепловых схем с различными исходными данными были смоделированы и рассчитаны при помощи системы автоматизированного проектирования United Cycle [3].

По результатам моделирования и расчетов были определены КПД и рассчитаны глубины выгорания ядерного топлива.

По результатам расчетов определены оптимальные параметры первого и второго контура, которые позволяют добиться высокой глубины выгорания и приемлемого КПД.

Литература

1. Щепетина Т.Д. О повышении КПД энергоблоков с водородными реакторами (ВВР) // Энергия: экономика, техника, экология. – 2010/ – №12 – с. 21-29
2. Влияние температурных характеристик на глубину выгорания ядерного топлива / Щеклеин С. Е., Титов Г. П., Борисова Е. В. // Вестник Одесского политехнического университета. – 2011. – №2 (36) – с. 104-108
3. United Cycle. Руководство пользователя

ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА НИЗКОХРОМИСТОЙ ФЕРРИТНОЙ СТАЛИ В ДИАПАЗОНЕ ТЕМПЕРАТУР 200-1000 °С

*Тарасов Б.А., Савельев М.Д., Круглов А.Б.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Атомные реакторы с водой под давлением являются наиболее распространённым типом коммерческих ядерных энергетических установок. В последнее десятилетие ведутся разработки топлива, устойчивого к аварии с потерей теплоносителя или «толерантного топлива». Один из путей реализации – использование в качестве оболочечного материала твэла безникелевой стали. Большая часть исследований сосредоточена на сплавах системы Fe-Cr-Al, так как они обладают высокой коррозионной стойкостью в воде и ранее находили применение в котлостроении. Однако, у многих хромистых сталей имеется недостаток: снижение пластичности и повышение твёрдости при длительных отжигах в температурном диапазоне 400-600 °С.

Ранее авторами было показано, что низкохромистые сплавы системы Fe-Cr-Al-Si устойчивы к коррозии в воде высоких параметров [1] и не охрупчиваются при длительных отжигах [2]. Для разработки оболочки твэла необходимы данные по теплофизическим свойствам материала.

Цель данной работы – определение коэффициента линейного термического расширения (КЛТР), теплоёмкости, теплопроводности и влияние на них состава для сплавов Fe-Cr-Al-Si в диапазоне температур 200-1000 °С.

Получены новые данные по зависимости коэффициентов теплового расширения, теплоёмкости и теплопроводности сплавов системы Fe-Cr-Al-Si от температуры и концентрации хрома. Анализ полученных результатов и литературных данных по физическим свойствам подтверждает незначительное снижение КЛТР и теплоёмкости с повышением содержания хрома в сплаве. Теплопроводность возрастает с понижением содержания хрома.

Литература

1. Tarasov B. A. et al. Short-term Mechanical Properties of Fe-Cr-Al-Si Alloys // *KnE Materials Science*. – 2018. – Т. 4. – №. 1. – С. 491-497.
2. Tarasov B. A., Savelyev M. D., Shornikov D. P. Corrosion Resistance of Fe-Cr-Al-Si Alloys with Low Chromium Content // *KnE Materials Science*. – 2018. – Т. 4. – №. 1. – С. 480-490.

ГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЁТ ТВС-2М ВВЭР-1000 ПРИ ПОКРЫТИИ ЕЁ ОКСИДНЫМИ ОТЛОЖЕНИЯМИ

*Ватаман В. Д., Розова А. С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Министерством энергетики Российской Федерации разработан проект атомной энергетической стратегии России на период до 2030 года. Согласно этому документу одной из ключевых задач развития атомной энергетики России является повышение экономичности, безопасности и надёжности работы атомной электростанции. В свою очередь для этого необходимо максимально эффективное использование природных энергетических ресурсов при том, что Российская Федерация обладает полным циклом технологий ядерной электроэнергетики. Российские технологии, разработанные государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом», высоко ценятся на зарубежном рынке. В настоящее время порядка 36 энергоблоков находятся на разных стадиях реализации в разных странах мира.

В ходе реализации энергетической стратегии предполагается увеличение существующих мощностей выше установленного значения. Главным фактором чего является увеличение перепада

температуры теплоносителя на 2-3°C при повышении тепловой мощности энергоблока на 107% от номинальной мощности. Следуя из этого фактора, необходимо подробнее рассмотреть надежность и качество тепловыделяющих сборок. Любое изменение в конструкции ТВС оказывает большое влияние в значении предельного теплового потока, на процессы массообмена в межтвэльном пространстве, изменяет её гидравлические характеристики, кроме того, способно послужить причиной повышенного окисления оболочек твэлов в процессе эксплуатации.

Как показывает опыт, в течение эксплуатации тепловыделяющих сборок, на стенках твэлов образуется разной толщины оксидные пленки. Что напрямую нарушает критерии безопасной эксплуатации энергоблока. В целях исключения аварийных ситуации, производят теплогидравлические расчеты с дальнейшим представлением действия оксидных отложений на гидравлические характеристики теплоносителя и подробное изучение ВХР первого контура.

В данной выпускной квалификационной работе объектом исследования являются гидравлические характеристики топливной сборки ТВС-2М с диоксидом циркония на оболочке твэла. Больше всего внимания приковано к полному перепаду давления в ТВС, который в свою очередь зависит от коэффициента гидравлического сопротивления.

Литература

1. Альтшуль А.Д., Калицун В.И., Майрановский Ф.Г. и др. Примеры расчетов по гидравлике: Учебное пособие. - М.: Стройиздат, 1976. 256 с.
2. Андрушечко С.А, Афров А.М. Васильев Б.Ю, Генералов В.К. К.Б.Косоуров, Ю.М. Семченков, В.Ф.Украинцев. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, М., «Логос», 2010, -191-195с.
3. Габараев, Борис Арсентьевич. Атомная энергетика XXI века: [учебное пособие для студентов по специальности 140402 "Теплофизика"] / Б. А. Га-бараев, Ю. Б. Смирнов, Ю. С. Черепнин. - Москва: Издательский дом МЭИ, 2013. - 250, [1] с. : ил. 3 4/Г121 Ч/з2 Д2012-3454

**ОЦЕНКА НАДЕЖНОСТИ УСТРОЙСТВ
ДЕТЕКТИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ НА
ПАРОПРОВОДАХ ОСТРОГО ПАРА АЭС С ТИПОМ РУ
ВВЭР**

*Исаев А.С., Горбач А.С., Кремлёва В.С., Полякова С.В.,
Самохин Д.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Целью данной работы является оценка надежности устройств детектирования радиационного контроля на паропроводах острого пара АЭС с типом РУ ВВЭР. Определение наиболее частых отказов и их причин, проведения анализа полученных значений.

Актуальность работы обоснована тем, что опыт эксплуатации АЭС с ВВЭР показал, что отказы происходят почти во всем оборудовании. Разобрав причины отказов и проведя соответствующий анализ, можно выявить наиболее слабые места с точки зрения надежности в системе и инженерными подходами увеличить характеристики их надежности, что приведет к более безопасной эксплуатации АЭС.

В работе был проведен анализ надежности подотчетной системы при горячем и холодном резервировании, с учетом пятилетней эксплуатации, с учетом вычета частых отказов, а также с учетом отсутствия отказов.

Качественный анализ системы радиационного контроля технологических показал, что большинство функций системы не ведет к отключению реактора. Получены значения вероятностей отказа для функций элементов системы, а также определены элементы, которые вносят наибольший вклад в отказ системы. Вероятность отказа большинства элементов системы находится на уровне 10^{-4} . Проведя статистический анализ, были выбраны частые отказы и проведен анализ надежности, который показал разницу в безотказной работе. После сравнение полученных результатов, можем сделать вывод, что, исключив в системе выбранные отказы можно повысить безотказную работу системы и АЭС в целом.

Литература

1. Болотин В.В., Чирков В.П. Асимптотические оценки для вероятности безотказной работы по моделям типа нагрузка-сопротивление // Проблемы машиностроения и надежности машин, 1992, №6
2. Волков Ю.В., Чистозвонова Е.А. Об оценке надежности редко отказывающих элементов ЯЭУ // Изв. ВУЗов. Ядерная энергетика, 1993, №1

СООТНОШЕНИЯ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИХ И ТРАНСПОРТНЫХ СВОЙСТВ ЖИДКОГО ГАЛЛИЯ

*Бабаева Ю.А., Чусов И.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Литература, посвященная термодинамическим и транспортным свойствам жидкометаллического галлия, как теплоносителя, используемого в атомной энергетике достаточно обширна. В настоящее время галлий считается одним из наиболее перспективных жидкометаллических теплоносителей для ядерно-энергетических установок. Сбор и обработка теплофизических данных для материалов, используемых в ядерном реакторе, издавна занимали важное место в атомной отрасли. Проблемы современного этапа этой деятельности связаны с резким ростом объема данных и ассортимента материалов, а также повышенными требованиями, предъявляемыми в атомной отрасли к достоверности данных. На основе анализа многочисленных экспериментальных данных, в настоящей работе приведены расчетные соотношения для: плотности, теплоемкости, теплопроводности, поверхностного натяжения, скорости звука, удельного электросопротивления и динамической вязкости, как функции температуры. Всего при построении регрессионных соотношений использовались результаты 61 экспериментальной работы. Временной диапазон проведения экспериментов с 1935 по 2019 год.

В таблице 1 приведены сводные данные о количестве использованных в анализе экспериментальных работ, временном диапазоне проведения экспериментов, количестве опытных точек и диапазоны температур при проведении экспериментов.

Особенностью галлия, по сравнению со свинцом или эвтектикой свинец-висмут, является то, что в случае избыточного поступления кислорода в контур с галлием невозможно восстановление оксидов галлия водородом или его удаления другими технически простыми способами.

Таблице 1

Сводные данные о количестве использованных в анализе экспериментальных работ, временном диапазоне проведения экспериментов, количестве опытных точек и диапазоны температур при проведении экспериментов

Параметр	Число работ*	Период, гг.	Диапазон температур, К	Общее число точек	Число точек в оценке
Плотность	12	1935 – 2011	250 – 1400	257	257
Коэффициент динамической вязкости	16	1935 – 2017	300 – 1400	233	233
Удельная теплоемкость	6	1964 – 1989	300 – 2000	141	141
Коэффициент теплопроводности	4	1973 – 2002	300 – 700	28	28
Коэффициент поверхностного натяжения	3	1960 – 2011	300 – 1300	24	24
Удельное электрическое сопротивление	13	1963 – 2018	250 – 2200	501	492
Скорость звука	7	1964 – 2019	40 – 1400	194	117
* Число работ, по материалам которых проводился анализ					

Литература

1 С. П. Яценко, В. И. Кононенко, А. Л. Сухман. Экспериментальные исследования температурной зависимости поверхностного натяжения и плотности олова, индия, алюминия и галлия, ТВТ, 1972, том 10, выпуск 1, -с. 66–71.

2 А.Б. Шубин, Л.Ф. Ямщиков. Физико-химические свойства металлических композитов на основе галлия. Бутлеровские сообщения. 2017. Т.50. №4. -141 с.

**СЕКЦИЯ III
ПЛАВУЧИЕ, ТРАНСПОРТНЫЕ И
ТРАНСПОРТАБЕЛЬНЫЕ РЕАКТОРНЫЕ
УСТАНОВКИ**

**ЯДЕРНЫЙ ПАРУС КАК ДВИГАТЕЛЬНАЯ УСТАНОВКА
ДЛЯ КОСМИЧЕСКИХ АППАРАТОВ. РАБОЧАЯ
ПОВЕРХНОСТЬ ЯДЕРНОГО ПАРУСА**

Иванов А.С.¹, Лазаренко Г.Э.^{1,2}

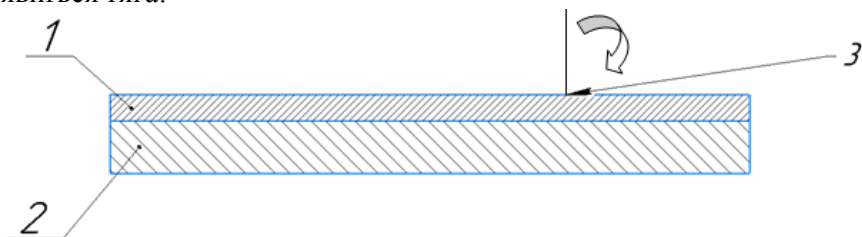
¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО ГНЦ РФ - ФЭИ, г. Обнинск

В процессе вынужденного или спонтанного деления ядер тяжелых делящихся элементов образуются продукты распада, из которых интерес представляют в данном случае – осколки делений. Осколки деления — это тяжелые ядра атомов, которые образовались в результате ядерной реакции деления. Интересны они тем, что при общем энерговыделении деления ядра в 200 МэВ, вклад осколков делений – 170 МэВ. Обладая такой энергией и большой массой, эти частицы обладают высоким импульсом.

Для того, чтобы осколки делений создавали направленный импульс, необходимо чтобы продукты деления импульс свой отдавали только в определенном направлении. Распространение продуктов распада будет осуществляться по сфере равномерно. Осколки — это не атомы, а ядра, возможно управлять направлением движения потока с помощью электрического поля, но в данной работе такой вариант не рассматривался. Осколки - это положительно заряженные и очень тяжелые ядра, отсюда вытекает очень плохая проникающая способность. То есть, чтобы осколки не задерживались в материале, который их родил же, нужно либо создать очень низкую плотность делящейся среды, либо создать активную зону настолько тонкой, что осколки делений могли бы свободно через нее проходить. В этой работе был выбран второй вариант (рис. 1). Если создать рабочую поверхность, с толщиной

в 5 микрон [1], с одной стороны расположить подложку, достаточную для поглощения осколков, а другой стороны оставить пустоту, то получается, что осколки будут поглощаться только в одной полусфере распространения осколков, отсюда и может появиться тяга.



1 – слой делящегося вещества, 2 – поглощающая подложка
3 – направление падения нейтронов от источника.

Рис. 1. Схема рабочей поверхности

Нейтроны для инициирования реакций должны падать под очень большим углом, потому что толщина делящегося слоя настолько небольшая, что даже тепловые нейтроны скорее всего будут проходить сквозь высокообогащенное топливо, в случае перпендикулярного пучка. Угол падения должен быть таким, чтобы приведенная толщина делящегося слоя была равна или превышала длину диффузии нейтронов в данном топливе.

При поглощении нейтрона ураном с высокой вероятностью произойдет реакция деления будут рождены осколки деления, которые разлетаются в разных направлениях, и как было сказано выше, если принимать очень большое число реакций, то разлет осколков делений будет приходится на сферу равномерно, и если одна полусфера разлета осколков поглощается, а вторая полусфера обращается к некой внешней среде, то в таком случае осколки деления передают свой импульс направленно. Отсюда так же можно сделать вывод о том, что полезную работу совершают только примерно половина рожденных осколков делений.

Литература

1. П.П. Дьяченко, А.В. Зродников, О.Ф. Кухарчук, А.А. Суворов. Актуальные проблемы ядерной энергетики. Проблемы ядерно-лазерной энергетики и способы их решения. // ГНЦ РФ-ФЭИ Им. А.И. Лейпунского. ВНИИТФ, Снежинск 2003, с.20

ВЛИЯНИЕ МЕХАНИЧЕСКОЙ АКТИВАЦИИ НА ТЕМПЕРАТУРНЫЙ РЕЖИМ В ПРОЦЕССЕ ПОЛУЧЕНИЯ БОРИДА ВОЛЬФРАМА МЕТОДОМ СВС

*Некрасов М.Е., Балачков М.М.
НИ ТПУ, г. Томск*

Ядерная энергетика является наиболее экологичной по сравнению с традиционной энергетикой, в которой принято сжигать органическое топливо. Но, как и в любом производстве, безопасность в эксплуатации установок, в особенности ядерных, требует к себе большое количество внимания. Поэтому необходимо учитывать весь спектр характеристик материалов, которые будут входить в состав ядерных установок. Одним из наиболее подходящих с точки зрения безопасности ЯЭУ является вольфрам.

В процессе данной работы с помощью самораспространяющегося высокотемпературного синтеза был получен материал, состоящий из бора, известного как отличный поглотитель нейтронного излучения, и вольфрама, способного обеспечить защиту потока гамма-частиц.

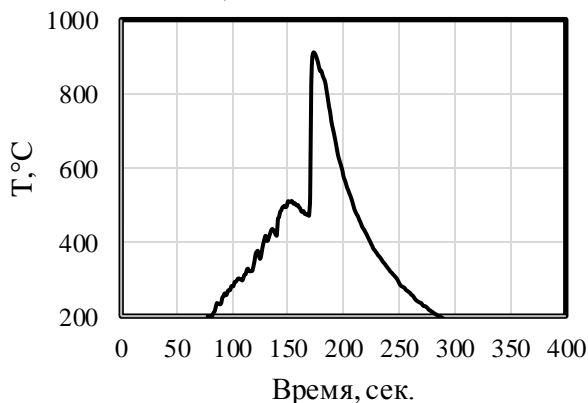


Рис. 1. Зависимость температуры таблетки образца без МА

Для эксперимента был использован бор аморфный марки Б-99А, а также два образца порошка вольфрама марки ПВЧ:

1 – без механической активации, 2 – образец, который был активирован в специальной мельнице активаторе АГО-2 в течение 30 минут.

В процессе СВС была фиксирована зависимость температуры реакции от времени с помощью термопары. Ниже представлены полученные зависимости.

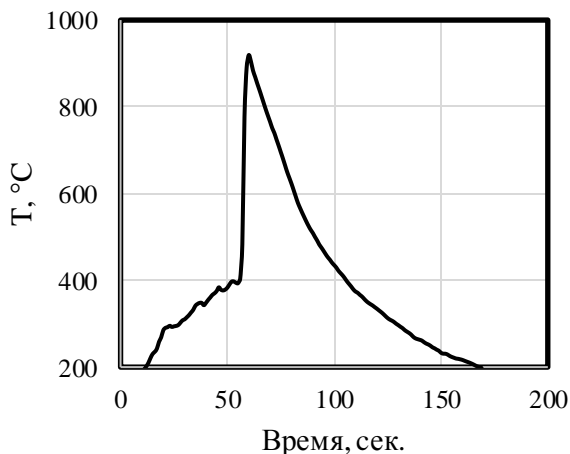


Рис. 2. Зависимость температуры таблетки образца с МА от времени

После проведения СВ-синтеза было выявлено, что увеличение времени механической активации (до 30 минут) снижает время на нагрев образца до начала синтеза на 30 секунд. Для данного материала температура инициации СВ-синтеза составляет, в среднем, 400-450 °C. Для образца без МА максимальная температура синтеза около 910 °C, что больше температуры инициации на 440 °C. В случае же с образцом с МА в 30 минут максимальная температура синтеза составляет 920 °C, когда температура инициации 393 °C, что говорит о ускоряющем влиянии МА на процесс СВ-синтеза.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ВНЕШНИХ ФАКТОРОВ НА ВОЛЬТ-АМПЕРНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРИ СРЕДНТЕМПЕРАТУРНОМ ЭЛЕКТРОЛИЗЕ В СРЕДЕ ФТОРА

*Нижегородов Д.С., Степанов К.И., Кузьмин А.А.,
Макасева Ю.Н.
СТИ НИЯУ МИФИ, г. Северск*

Фтор — один из самых химически активных элементов и является важной частью химической и ядерной промышленности во всем мире. Поэтому совершенствование технологии получения фтора является актуальной задачей. В производственных условиях фтор получают среднетемпературным электролизом (СТЭ) расплава гидродифторида калия, который образуется при насыщении расплава $KF \cdot 2HF$ фтороводородом. [1]

При ведении процесса важными показателями являются плотность тока и напряжение на электродах, потому что от них зависит выход конечного продукта, экономические показатели и долговечность оборудования.

Вольт-амперная характеристика (ВАХ) — зависимость тока, протекающего через элемент цепи, от напряжения на этом элементе. На ВАХ влияют такие факторы как: кислотность, состав электролита, примеси, поверхность погружения анода в электролит, соотношение сторон анода и межэлектродное расстояние.

В данной работе рассмотрено влияние межэлектродного расстояния, площади рабочей поверхности электродов на ВАХ, так же были проведены эксперименты при изоляции боковых поверхностей ФУМ, получены соответствующие зависимости плотности тока от напряжения, сделаны выводы о влиянии исследованных факторов на процесс среднетемпературного электролиза фтора.

Литература

1. Галкин Н. П. Технология фтора. – М: Атомиздат, 1968
2. Томилов А.П. "Прикладная электрохимия". М.: Химия, 1984

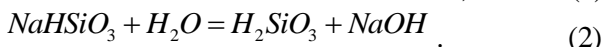
ПРОБЛЕМЫ ВОДОРОДНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ АЛЮМИНИЕВЫХ СПЛАВОВ В РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВКАХ

*Сомов К.Р., Чернышев В.С., Конкин А.Д., Райдун С.К.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

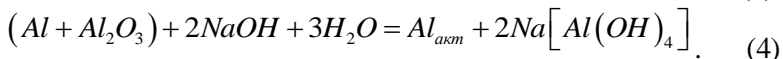
Проблемы, возникающие при использовании алюминиевых сплавов для оболочек ТВЭЛов и деталей активной зоны ядерных энергетических установок, требуют углубленного исследования. Это связано, например, с тем, что авария на АЭС может сопровождаться разрушением активной зоны и выходом большого количества водорода под защитную оболочку. Взрыв водорода, перемешанного с воздухом, может привести к разгерметизации защитной оболочки, выходу больших количеств радиоактивных материалов и распространению их на огромные территории. Актуальность исследования проблем использования алюминиевых сплавов в реакторах обусловлена приверженностью к культуре безопасности, которая является неотъемлемой частью работы каждого, кто связан с атомной промышленностью. Целью работы является изучение образования водорода и его взаимодействия с конструкционными материалами для обеспечения водородной безопасности и надежности ядерных энергетических установок с водным теплоносителем. Основной задачей является определение физико-химических процессов образования водорода, которые протекают при взаимодействии конструкционных материалов с водным теплоносителем.

Установлено, что если в водном теплоносителе присутствуют химические соединения, придающие водной среде щелочной характер, то с участием алюминия в системе эффективно протекает процесс образования водорода. В композиции состава 1 г алюминия, 1 г кристаллогидрата метасиликата натрия $Na_2SiO_3 \cdot 5H_2O$ и 10 г дистиллированной воды при 60 °С образуется водород с предельным выходом 1200 мл на 1 г прореагировавшего алюминия [1]. Это обусловлено тем, что, если в водной среде находятся химические вещества, например, кремний – или кальцийсодер-

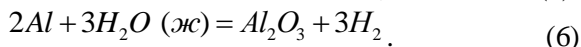
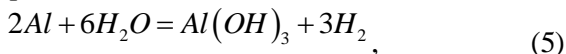
жащего соединения, придающие водной среде щелочной характер, то в такой системе протекают физико–химические процессы с образованием водорода, которые можно разбить на три стадии. Так, в композиции, содержащей в качестве химического активатора соли метасиликата натрия, на первой стадии, в результате гидролиза метасиликата натрия, образуются [2] химически активные соединения:



Продукт гидролиза – гидроксид натрия $NaOH$ взаимодействует с оксидным покрытием Al_2O_3 по реакциям:



В результате с поверхности алюминия удаляется оксидная пленка и образуется алюминий в активированном состоянии. Образующийся активированный алюминий разлагает воду на водород, например, по реакции:



Были проведены эксперименты в гидрогетерогенных композициях, в которых выявлены зависимости объёма и скорости выделения водорода от различных параметров, которые могут быть существенны при рассмотрении реакции в реакторных установках. Основные результаты этих экспериментов были предоставлены в графическом виде [3-4]. В скором времени планируется провести серию опытов по изучению зависимости выработки водорода от давления и температуры окружающей среды.

Практическая значимость результатов работы состоит в их полезности для введения ряда корректирующих показателей в требования водородной безопасности реакторов типа ВВЭР и внедрения новых методов получения водорода для его дальнейшего использования.

Литература

1. Милинчук В.К., Клишпонт Э.Р., Белозеров В.И., Загородняя А.В. Гидроциркониевая реакция в гетерогенных композициях//Известия вузов. Ядерная энергетика, № 4, 2016. – С. 23 – 30.
2. Химическое разложение воды на водород в гетерогенных алюминий-содержащих композициях. Милинчук В.К., Белозеров В.И., Ананьева О.А., Ларичева Т.Е., Куницына Т.Е.//Известия вузов. Ядерная энергетика, № 4, 2014. – С. 32 – 40.
3. Клишпонт Э.Р., Рошкетаев Б.М., Милинчук В.К. Кинетика накопления водорода при химическом разложении воды в гетерогенных композициях. // Альтернативная энергетика и экология. – ISJAEE. – 2012. – № 9. – С. 116 – 120.
4. Милинчук В.К., Клишпонт Э.Р., Белозеров В.И. Автономный генератор водорода на основе химического разложения воды алюминием. //Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 2. – С. 49 – 59.

СЕКЦИЯ IV
КОНТРОЛЬ, УПРАВЛЕНИЕ И ДИАГНОСТИКА
ФИЗИЧЕСКИХ УСТАНОВОК И ПРОМЫШЛЕННЫХ
ОБЪЕКТОВ

ПОЛУЧЕНИЕ И ОЧИСТКА ЦИРКОНИЯ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ

Епифанов К.Ю., Мокина А.Н., Огнева А.А., Ожерельев О.А.
СТИ НИЯУ МИФИ, г. Северск

Цирконий и гафний входят в перечень основных видов стратегического минерального сырья, утвержденный распоряжением правительства РФ. Отсутствие полной производственной цепочки получения циркония на основе собственного цирконового концентрата делает актуальным разработки в этом направлении. Основным потребителем цирконового концентрата является ОАО «Чепецкий механический завод» ТК ТВЭЛ ГК Росатом.

Цирконий (обозначается символом Zr) – элемент побочной подгруппы четвертой группы пятого периода периодической системы химических элементов Д.И. Менделеева с атомным номером 40. В ядерной энергетике является основным компонентом при производстве сплавов, используемых для изготовления оболочки тепловыделяющих элементов. Одна из главных проблем применения циркония в ядерной энергетике – его очистка от примеси гафния, присутствие всего 1,5% которой в двадцать раз повышает сечение захвата нейтронов циркония.

В докладе рассмотрена содово-экстракционная (хлоридная) технология получения циркония в сравнении с разрабатываемой на кафедре ХиТМСЭ СТИ НИЯУ МИФИ безводной фторидной технологии. Авторы детально описывают некоторые важные стадии для создания производства полного цикла на основе национальной сырьевой базы:

1. сублимационную очистку тетрафторида циркония от примесей;
2. получение пластичного циркония реакторной чистоты электролизом фторидно-хлоридных расплавов;

3. технологию производства циркониевой губки ядерной чистоты путем магнийгермического восстановления;
4. экстракционную дистилляцию;
5. метод дробной кристаллизации.

Доклад привлекает внимание к необходимости получения российского циркония для атомной промышленности.

Литература

1. Никулина А. В. Цирконий для ядерной энергетики // ВНИИНМ — 50 лет. Т. 1. — 1995. — С. 265—274

2. Туманов Ю. Н. Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле: настоящее и будущее. — М.: ФИЗМАТЛИТ, 2003

СИСТЕМА АВТОМАТИЗИРОВАННОГО СБОРА И ОБРАБОТКИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ ОСЦИЛЛОГРАФОВ TIEPIE WS6-1000 XM

Годов А.В.^{1,2}, Чернышев В.С.^{1,2}, Малютин А.Ю.¹, Сомов К.Р.²
¹АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», г. Троицк
²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Эксперименты на плазменных ускорителях сопровождаются проведением различных измерений: электрические измерения, высокоскоростная видеорегистрация, спектрометрия, калориметрия и т.д. При этом электроизмерения основных параметров разряда, являются базовыми – они выполняются во всех экспериментах. Также в зависимости от программы исследований могут выполняться дополнительные электрические измерения. Для этих задач на квазистационарном сильноточном плазменном ускорителе (КСПУ) используется набор осциллографов TiePie WS6-1000 XM.

КСПУ – экспериментальный стенд для исследований в областях обработки материалов и изделий для промышленности, моделирования импульсных плазменных воздействий на материалы, а также для исследования сверхзвуковых плазменных потоков 1. Так как экспериментальная программа проводимых на

КСПУ исследований разнообразна, то количество применяемых осциллографов и их конфигураций постоянно меняется. Кроме того, для повышения производительности и качества экспериментов необходимо совмещение измерений с их обработкой.

Поставляемое производителем осциллографов TiePie WS6-1000 XM программное обеспечение (ПО) TiePie Multi Channel не всегда удобно и не до конца соответствует требованиям выполняемых исследовательских задач. В связи с этим возникает потребность в создании собственного управляющего ПО, объединяющего функции автоматизированного сбора и обработки экспериментальных данных.

Производитель осциллографов TiePie предоставляет открытый доступ к использованию инструментов разработки собственного ПО (SDK) для MATLAB, Python, C, Node.js, что дает возможность создавать собственные программные решения, максимально полно удовлетворяющие требованиям и специфике исследовательских задач 2. Ввиду наличия широкого набора встроенных математических инструментов и средств разработки приложений наиболее подходящим вариантом создания ПО автоматизированного сбора и обработки данных является использование MATLAB.

Исходя из специфики выполняемых экспериментов, можно сформулировать требования к создаваемому ПО:

1. должно обладать интуитивно понятным и удобным пользовательским интерфейсом;
2. должно обладать функциями по использованию и настройке с нескольких осциллографов одновременно (порядка 10 штук), включая возможность их одновременного взвода в состояние ожидания триггерного сигнала;
3. должно обладать функциями автоматизированного и систематизированного сохранения полученных данных;
4. должно обладать встроенными алгоритмами обработки измерений и возможностями интеграции дополнительных алгоритмов обработки в будущем.

Опыт разработки подобных систем автоматизированного сбора и обработки данных и полученные программные разработки могут быть использованы и на других экспериментальных установках.

Литература

1. Малютин А.Ю., Ярошевская А.Д., Подковыров В.Л., Гурторов К.М., Коваленко Д.В., Годов А.В., Чернышев В.С., «Разработка автоматизированной системы ведения экспериментов на установке КСПУ»// XIX Всероссийская конференция «Диагностика высокотемпературной плазмы», - Сочи 2021, с. 287.
2. LibTiePie Software Development Kit [Электронный ресурс]// tiepie.com [Сайт]. URL: <https://www.tiepie.com/en/libtiepie-sdk> (дата обращения 25.10.2021).

ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ OPC UA В СИСТЕМЕ ТЕПЛОТЕХНИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО СТЕНДА-ИМИТАТОРА РУ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

*Рязанов Р.Р.¹, Корочкин А.И.¹, Кураколов Н.А.¹, Среднева М.А.¹,
Гущина Ю.С.¹, Мозолин И.А.²*
*¹ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород,
²НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Разработка современных АСУ ТП для нужд энергетического комплекса является чрезвычайно трудоемким и финансово затратным процессом. Уровень автоматизации энергетической установки – один из ключевых показателей эффективности производства энергии и конкурентоспособности на рынке электроэнергии и тепла. Оборудование многих Российских электростанций (преимущественно тепловых), в том числе средства контроля и управления технологическим процессом производства нуждаются в модернизации. В следствии этого необходимо осуществлять внедрение новых подходов в проектировании АСУ ТП, позволяющих повысить уровень автоматизации.

Одним из возможных способов повышения уровня автоматизации является применение современных технологий, определяющих передачу данных в промышленных сетях и взаимодействие устройств в них. Примером может служить OPC (англ. Open Platform Communications), либо ее усовершенствованный

аналог OPC UA (англ. Унифицированная архитектура OPC). Данные технологии активно используются на зарубежных станциях [1, 2]. Применение OPC-технологий позволяет предоставить разработчикам промышленных программ универсальный интерфейс, включающий в себя набор функций для обмена данными с любыми устройствами. Кроме того, одним из преимуществ внедрение OPC-технологии является то, что клиентские программные приложения могут получать данные из определенного количества разнородных источников, например, программируемый логический контроллер, интеллектуальное полевое оборудование, другое программное обеспечение, следовательно, OPC используется не только для обмена данными с аппаратным обеспечением, но и для связи одного приложения с другим.

Данная работа посвящена изучению вопроса применения технологий беспроводной передачи данных в составе АСУ ТП АЭС и ТЭС, а также разработке программного средства (ПС), использующего данную технологию в составе измерительно-вычислительного комплекса исследовательского стенда – имитатора РУ малой мощности лаборатории «Парогенерирующие системы» НГТУ им. Р.Е. Алексеева [3,4]. Применение данного ПС позволяет повысить мобильность и быстроту реагирования на изменение теплофизических параметров, за счет осуществления функций мониторинга и контроля процесса проведения исследований дистанционно от стационарных постов (пультов) управления. Внедрение данного ПС является необходимой частью модернизации системы теплотехнического контроля и в перспективе управления стендом.

Разработанное ПС на базе беспроводной технологии передачи данных может быть использовано в составе АСУ ТП тепловых пунктов и водогрейных котельных.

Литература

1. Mahnke W., Leitner S.-H., Damm M. // About OPC Unified Architecture – Berlin: Springer, 2009 – 9.
2. Hunkar P. // OPC UA vs OPC Classic – Ohio, 2014 – 10.
3. Р.Р. Рязанов и др. Дата процессор 4.1 ИЯЭиТФ// Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2015660655, 05.10.2015. Заявка № 2015615510 от 23.06.2015.

4. С.М. Дмитриев и др. Измерение температурного и напряженно-деформированного состояний трубного образца при воздействии локальных стохастических температурных пульсаций// Приборы и методы измерений. – 2019.

ВЛИЯНИЕ ВЫСОКИХ ТЕМПЕРАТУР НА ЖЕЛЕЗОБЕТОННЫЕ КОНСТРУКЦИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Давтян А.Р., Нахабов А.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Цель работы изучение процессов, возникающих в бетонных конструкциях объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и обычных промышленных объектах в рамках исследования свойств железобетонных материалов в атомной отрасли.

При воздействии высоких температур на различные конструкционные бетоны, наблюдается снижение физико-механических свойств бетонных конструкций. Радиационная стойкость различна, радиационное воздействие также сопровождается температурным влиянием. В результате чего совокупность температурного и радиационного воздействия приводят к структурным изменениям в бетонных конструкциях (ОИАЭ) и не только.

Бетоны – это многокомпонентный поликристаллический и полифазный материал, состоящий из вяжущего крупного и мелкого заполнителя. Поэтому изменение свойств бетона зависит от стабильности свойств составляющих его вяжущих и заполнителей.

При облучении кристаллы минералов, слагающих горные породы, применяемые в качестве заполнителей, имеют положительные радиационные деформации, которые служат причиной расширения растворов и бетона. Изменение прочностных и деформативных свойств растворов, происходящие в результате их облучения, является следствием собственных радиационных деформаций, ведущих к структурным изменениям материала [1,2].

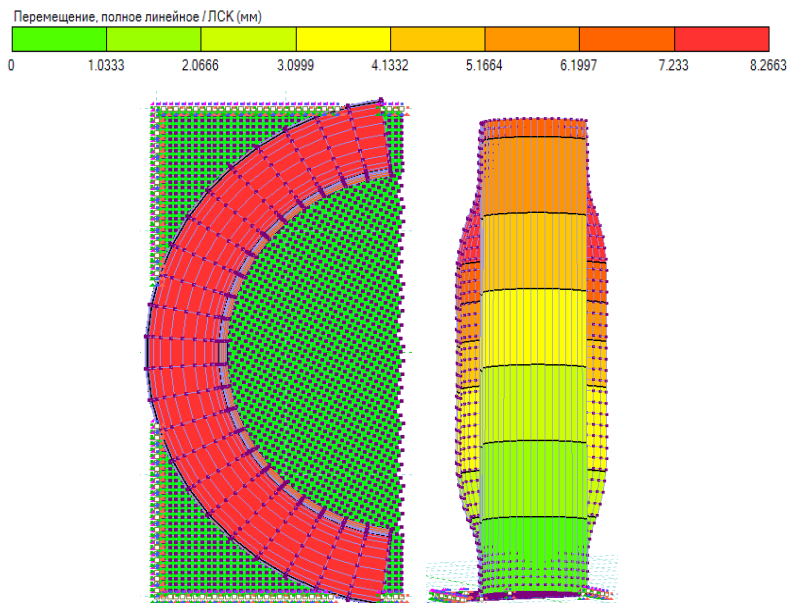


Рис. 1. Перемещения, возникающие в бетонной конструкции от температурных воздействий

Радиационные деформации обусловлены изменениями заполнителя, а именно их расширения в результате нагрева, что приводит к растрескиванию бетонов. Процесс температурного влияния в тяжелых бетонах представляющую из себя железобетонную шахту (диаметром) $\varnothing 3$ м и (высотой) $h = 12$ м, моделируется в программном комплексе «Лира 10.12».

Полученная модель отображает усилия, возникающие в элементе при температурных воздействиях в диапазоне 150-200 °С см. рисунок 1. Напряжения в элементе влияют на поведение бетонных конструкций при разных условиях температурного воздействия.

Полученные расчеты наглядно отображают физико-механические свойства, возникающие в бетонных конструкциях ОИАЭ и обычных промышленных объектов.

Литература

1. В.Б. Дубровский, П.А. Лавданский, Б.К. Пергаменщик, В.Н. Соловьев. Радиационная стойкость материалов. М., Атомиздат, 1973, 264 с.
2. Дубровский В.Б. Радиационная стойкость строительных материалов. М., Стройиздат 1977, 279 с.

ИМИТАЦИОННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ НАПРЯЖЕННО ДЕФОРМИРОВАННОГО СОСТОЯНИЯ КОНСТРУКЦИИ ДЕРЖАТЕЛЯ КАНТОВАТЕЛЯ В УСЛОВИЯХ ПРИМЕНЕНИЯ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ НА АЭС

*Пухов М.А., Вяткин Ю.А., Медведев Е.С.
СарФТИ НИЯУ МИФИ, г. Саров
РФЯЦ-ВНИИЭФ, г. Саров*

В настоящее время наиболее важными и актуальными вопросами, возникающими при эксплуатации современных атомных, электростанция (АЭС), наряду с технологичностью и экономичностью, являются вопросы безопасности и безотказности работы ответственных узлов и агрегатов. Сегодня проектирование АЭС не представляется без применения современных численных методик, позволяющих провести имитационное моделирование состояния конструкции при многофакторных воздействиях различной природы и оптимизировать исследуемую конструкцию для выполнения поставленных задач.

Методы численного моделирования позволяют определить напряженно-деформированное состояние (НДС) в любой области конструкции в любой момент времени и представить графическом виде результаты действия нагрузок, что зачастую является невозможным добиться экспериментальными методами.

Отечественный пакет программ ЛОГОС, активно разрабатываемый сегодня РФЯЦ ВНИИЭФ, является конкурентоспособной инновационной Российской разработкой и претендует на государственную премию. Он уже используется в промышленности, и с его помощью было введено в эксплуатацию множество изделий атомной отрасли.

По действующему международному договору, строительству первой АЭС «Аккую» в Турции, РФЯЦ_ВНИИЭФ занимается разработкой эксплуатационного оборудования для обращения с ТУК, а именно держателя кантователя.

Держатель является частью эксплуатационного оборудования, используемого для обращения с кантователем. Кантователь используется для технологических работ с наружной и внутренней крышкой ТУК. При перевозке держатель кантователя, закрепляется на платформе автопоезда четырьмя стропами. Данная конструкция обеспечивает безопасность перевозки ЯТ и ЯОТ.

Для исследования прочности держателя с установленным кантователем, был выполнен численный расчет НДС конструкции при действии транспортных перегрузок, средствами пакета программ ЛОГОС, который разработан РФЯЦ-ВНИИЭФ.

Литература

1. НП-053-16. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов.

2. НРП-93. Нормы расчета на прочность транспортных упаковочных комплектов для перевозки ядерных делящихся материалов.

3. НП-105-18. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила контроля металла оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок при изготовлении и монтаже.

TECHNICAL DIAGNOSTICS: MAIN SOURCES OF BACKGROUND ACOUSTIC NOISE OF THE MAIN CIRCULATION LOOP IN VVER-1000 REACTORS

*Eyad S., Nakhabov A.
IATE MEPhI, Obninsk*

Non-destructive testing is kind of technical control (inspection, testing), it is an array of inspection methods that allow inspectors to evaluate and collect data about a material, system or components without permanently altering it.

Our main goal in NDT is to find defects in inspected item or material, and in our case, we're testing cooling pipelines system in a Nuclear power plant for any defects, and therefore, leakage of water, using a lot of sensors which construct an acoustic system that gives us a lot of useful data.

Acoustic noise generated during liquid outflow under high pressure carries information about leaks in the circulation loops of a VVER reactor.

A salient feature of a reactor system as a source of acoustic noise is the complexity of the processes occurring in a system with many connections which are difficult to take into account – mechanical, hydrodynamic, vibration, and impact processes, those associated with the generation and bubbling of steam, and so forth. All this engenders multiple acoustic sources which act in different frequency ranges that depend on the operating regime of the system, the composition of the equipment, and other factors. Naturally, there is no hope of detecting coolant leaks without studying the characteristics of such noise and finding their basic sources. Publications devoted to the diagnostics of leaks in the loops of nuclear power plants have not devoted the proper attention to background acoustic noise. Consequently, this research work will be of interest to specialists working in the field of acoustic leak detection.

How to practically analyze the recorded data from the acoustic system to get useful information about possible leakage? We use “R” software.

From the theoretical and practical observations that we have gone through during my research work, we can say that detecting exact source of noise – and therefore – leakage during transient regimes is extremely hard and tricky, especially when we're dealing with a lot of noise sources with very high intensity of noise. However, leakage during steady state regimes (ex. Operation of NPP) can be detect by the acoustic sensors system, and this can be done by identifying the sources of noise and their intensities in each section of the NPP and excluding these intensities to finally be able to detect the noise generated from the leakage. Identifying the sources of noise and their intensities can be done with the help of the acoustic sensors system, using the data coming from this system and analyzing it using R software, we can get very useful information.

Literature

1. S. A. Morozov, S. N. Kovtun, A. A. Budarin, et al., “System for acoustic monitoring of leaks (SAKT),” Preprint FÉI-3082 (2006).
2. S. A. Morozov, S. N. Kovtun, A. Yu. Uralets, et al., “Piezoelectric transducer of acoustic emission,” RF Patent No. 2089897, Byull. Izobret., No. 25, 334 (1997).
3. T. Leighton, The Acoustic Bubble, Academic Press, London (1997).

НЕРАЗРУШАЮЩИЙ ТЕХНИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ КАЧЕСТВА ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ С ВИБРОУПЛОТНЕННЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

Сокуренок Д.Е.

ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Для объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) применяются особые требования к качеству продукции, обеспечивающие надёжность и безопасность при их эксплуатации. Контроль качества является основной задачей при производстве ОИАЭ, поэтому при изготовлении тепловыделяющих элементов (ТВЭлов) применяется несколько видов технического контроля. Неразрушающий контроль имеет ряд преимуществ, он позволяет повысить эффективность производства и обеспечить полный выходной контроль продукции.

Целью настоящей работы является исследование относительной неравномерности распределения эффективной плотности и состава топлива по длине топливного сердечника виброуплотнённых ТВЭлов, в зависимости от количества компонентов топлива.

В АО «ГНЦ НИИАР» при изготовлении ТВЭлов применяется технология виброуплотнения порошкового оксидного ядерного топлива, которая позволяет изготавливать ТВЭлы с высокими эксплуатационными характеристиками для любых типов атомных реакторов. Основными преимуществами технологии вибро-

уплотнения ядерного топлива являются: возможность формирования многокомпонентных топливных композиций с легко варьлируемыми параметрами, что позволяет максимально уменьшить коррозионное и термомеханическое воздействие топлива на внутреннюю поверхность оболочки твэла во время эксплуатации, одновременно достигая большого выгорания топлива, а эффективная плотность по длине топливного сердечника может достигать $\sim 9 \text{ г/см}^3$. При использовании данной технологии, определяющим является контроль относительной неравномерности распределения состава и эффективной плотности топлива по длине топливного сердечника, и она не должна превышать $\pm 5\%$ от среднего значения [1].

Для контроля распределения состава используется гамма-спектрометрический метод регистрации гамма-квантов собственного излучения компонентов топлива. Для контроля распределения эффективной плотности используется гамма-абсорбционный метод регистрации гамма-квантов от внешнего источника. Данные методы позволяют проводить контроль параметров с относительной погрешностью измерения не более $\pm 1\%$ при доверительной вероятности 0,95. В ходе работы были изучены протоколы по результатам контроля относительной неравномерности распределения плотности и состава топливного сердечника твэлов, изготовленных за последние 15 лет. Статистический анализ данных показал, что несоответствие техническим условиям по параметрам неравномерности распределения плотности и состава составляет 0,1% для топлива с однокомпонентным составом UO_2 , а для топлива с двухкомпонентным составом UPuO_2 0,3%.

Полученные результаты указывают на то, что использование технологии виброуплотнения топлива при изготовлении твэлов обеспечивает соответствие уровню качества ОИАЭ и может использоваться при изготовлении твэлов для энергетических, исследовательских, а также перспективных атомных реакторов, предусматривающих длительную работу без замены активной зоны.

Литература

1. А.А. Маёршин. Тепловыделяющие элементы с виброуплотнённым оксидным топливом. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2007

ОБЗОР СОВРЕМЕННЫХ ПРОБЛЕМ В ОБЛАСТИ АСУ ТП АЭС

*Шешукова В.В., Белоусов П.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В работе [1] рассмотрена эволюция систем АСУ ТП АЭС, что ярко иллюстрирует стремительный рост технологий в данной области. Кроме того, представлена общая архитектура и состав на примере АСУ ТП Нововоронежской АЭС. Подводя итоги проделанной работы авторы выделяют ряд насущных проблем в области АСУ ТП АЭС, а именно проблему необходимости активного развития системы поддержки принятия решений для оператора на основе баз данных и баз знаний, содержащих максимально возможный набор продукционных моделей, обеспечивающих его необходимыми решениями в зависимости от того или иного состояния блока, течения технологического процесса или внештатной ситуации.

Вышеописанная проблема содержит ряд задач, одной из которых является выделение наиболее информативного набора значений (моделей) из бесконечного потока данных в режиме, близком к реальному времени.

Для атомных станций существует огромное количество требований к автоматизированным системам [2]. К приведенной выше задаче относятся:

- На блоке АС информация должна регистрироваться в системе единого времени;
- Должны быть предусмотрены автономные средства, обеспечивающие регистрацию и хранение информации, необходимой для расследования аварий.

Для преодоления указанных выше затруднений в последние годы активно развивается технология мониторинга и обработки потоков данных (ТОПД) в так называемых системах управления потоками данных (Data Stream Management Systems - DSMS). Для

того, чтобы работа систем была достаточно эффективной, какую бы они не использовали логическую модель, системы управления потоками данных должны обладать определенными свойствами [4]. Чтобы система обладала данными свойствами, была эффективной и производительной, в ней должны быть использованы методы сокращения данных, методы индексирования и методы преобразования временных рядов.

Целью настоящей работы является поиск решений для качественного и информативного сжатия непрерывного потока информации, поступающего с датчиков. Рассматривается ряд наиболее перспективных алгоритмов, применяемых в настоящее время.

Литература

1. Терехов Д. В., Сидоренко Е. В., Данилов А. Д. Тенденции развития АСУ ТП на Нововоронежской АЭС // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2017. – №. 3. – С. 66-76.
2. НП-026-16 Требования к управляющим системам, важным для безопасности атомных станций
3. Babu S., Widom J. Continuous queries over data streams // ACM Sigmod Record. – 2001. – Т. 30. – №. 3. – С. 109-120.
4. Терехов Д. В., Данилов А. Д. Хранение данных процесса в информационных системах специального назначения // Вестник Воронежского государственного технического университета. – 2019. – Т. 15. – №. 1.

СЕКЦИЯ V
ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ

ОПЫТ РОССИИ И СТРАН МИРА ПО ОПРЕСНЕНИЮ
МОРСКОЙ ВОДЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЭНЕРГИИ
АЭС

Костарев В.С.¹, Ширманов И.А.², Щеклеин С.Е.²

*¹Санкт-Петербургский политехнический университет Петра
Великого г. Санкт-Петербург*

²Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург

Быстрый рост населения мира, которое, как ожидается, достигнет к 2050 г. 11000 млн. человек, все больше обостряет ситуацию с водными ресурсами. Большие объемы воды требуются для удовлетворения хозяйственных, промышленных и сельскохозяйственных потребностей, главным образом в развивающихся странах, где уже наблюдается нехватка пресной воды. Проблема водоснабжения особенно остро стоит в нефтедобывающих странах, продолжающих осуществлять крупные капиталовложения и предпринимать энергичные усилия по дальнейшей индустриализации своей экономики [1].

Эксперты ООН прогнозируют, что уже к 2030 году спрос возрастет в 3 раза, превышая при этом предложение на 40%.

В настоящее время строятся крупные опреснительные установки, потребляющие значительные энергетические ресурсы, в связи с этим возникает вопрос поиска надежного, непрерывного и доступного источника тепла. Одним из перспективных источников такой энергии является ядерная энергетика.

Длительная эксплуатация быстрого реактора БН-350 на Шевченковской АЭС с 1973 г. для опреснения морской воды показала технико-экономическую целесообразность опреснения воды с помощью ядерной энергии [2].

В мире известны некоторые опреснительные станции, которые работают в комплексе с АЭС, это АЭС «Koeberg» (ЮАР),

которая начала свою работу в 2018 году. Перспективным проектом станет АЭС «Аккую», строящаяся АЭС Российского дизайна на базе реактора ВВЭР-1200, на которую будет установлено промышленное опреснительное оборудование. Также опреснительные установки установлены на Ростовской АЭС, которые включают в себя 8 установок мощностью по 50 м³ в час и успешно работают на всех четырех энергоблоках АЭС.

Одним из главных факторов опреснение морской воды с использованием ядерной энергии в сравнении с обычными методами связан с относительной стабильностью цен на ядерное топливо в отличии от повышающихся цен на органическое топливо. Также можно выделить экономическое преимущество, связанное с высоким коэффициентом использования установленной мощности и минимальным влиянием на окружающую среду.

Расширение использования атомного источника электрической и тепловой энергии в производстве пресной воды из морской воды является не только перспективным мероприятием, но и необходимым, поскольку позволит удовлетворить большую часть потребности в пресной воде, как в качестве питьевой воды, так и для орошения сельскохозяйственных земель.

Литература

1. А. Барак, Л.А. Кочетков и др. Опреснение морской воды с помощью ядерной энергии: опыт, потребности и перспективы. Бюллетень МАГАТЭ, 1990.
2. Опреснение воды с помощью обычной и ядерной энергии. Серия технических докладов, №24. Вена, МАГАТЭ, 1964.

СОСТОЯНИЕ ПРИЗЕМНОГО АТМОСФЕРНОГО ВОЗДУХА В РАЙОНЕ РАЗМЕЩЕНИЯ БИЛИБИНСКОЙ АЭС

*Курбаков Д.Н., Томсон А.В., Коровин С.В., Басова М.А.
ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

При эксплуатации АЭС в безаварийном режиме всегда существуют неплотности и дефекты в системе трубопроводов. В результате чего могут возникать газоаэрозольные выбросы. Так же

перед поступлением в окружающую среду воздух очищается от паров воды, водорода и радиоактивных аэрозолей специальными фильтрами, далее удаляются через высокую трубу вентиляционного центра, способствующую лучшему рассеиванию радиоактивных продуктов в воздухе и уменьшению их концентрации в приземной атмосфере.

Объектом исследования являлась 5-км зона воздействия Билибинской АЭС (БиАЭС). БиАЭС расположена рядом с г. Билибино Чукотского автономного округа. Данный район второй по размеру район Чукотки, его площадь составляет 174652 км² или 23,7% от территории Чукотского автономного округа. В состав городского поселения Билибино входят город Билибино и село Кепервеем. На расстоянии в 2 км от города располагается АЭС.

Атомная станция состоит из четырёх одинаковых энергоблоков общей электрической мощностью 48 МВт с реакторами ЭГП-6 (водно-графитовый гетерогенный реактор канального типа). Станция вырабатывает как электрическую, так и тепловую энергию для теплоснабжения города Билибино.

Отбор проб воздуха проводился на открытой местности вне зоны ветровой тени от застройки и лесных насаждений, а также вне зоны влияния автомагистралей на высоте 1,5–3,5 м от поверхности земли. Для прокачивания воздуха использовался аспирационный метод с применением аспираторов ПУ-3Э [1–2]. Одна проба составлялась из 24-36 аналитических фильтров типа АФА-СП отобранной 4-мя приборами по 3-м каналам с общим объемом прокачки 2500 м³. Исследования были проведены на 10 мониторинговых постах, расположенных на разном расстоянии и разном направлении от источника выброса (рис. 1).



Рис. 1. Схема расположения мониторинговых постов за атмосферным воздухом, 2020 год

ХVII МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

В пробах определялись активность ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{90}Sr , ^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th

По результатам проведенных исследований установили, что радиационное состояние приземного воздуха района размещения АЭС обусловлено радионуклидами естественного происхождения, глобально рассеянными техногенными радионуклидами и радионуклидами, поступающими в окружающую среду с газоаэрозольными выбросами АЭС (табл. 1).

Таблица 1

Результат проведения исследований атмосферного приземного воздуха БиАЭС, 2020 год, Бк/м³

Радионуклиды	^{137}Cs	^{40}K	^{226}Ra	^{232}Th	^{60}Co	^{54}Mn
Среднее по всем постам	$<3,3 \cdot 10^{-6}$	$<3,1 \cdot 10^{-5}$	$<4,2 \cdot 10^{-6}$	$<4,1 \cdot 10^{-6}$	$<2,9 \cdot 10^{-6}$	$<3,0 \cdot 10^{-6}$
НРБ-99/2009	1700	3800	2,5	0,19	9200	830

Содержание радионуклидов в воздухе ниже порога определения используемой методики. Превышений концентрации радионуклидов в приземном атмосферном воздухе, согласно [3] не обнаружено.

Литература

1. ГОСТ 17.2.3.01-86 Охрана природы (ССОП). Атмосфера. Правила контроля качества воздуха населенных пунктов
2. МР 2.6.10028-11 Определение суммарной объемной бета-активности атмосферного воздуха
3. СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009»

ВЛИЯНИЕ ГАММА-ОБЛУЧЕНИЯ НА БИОМАССУ НАЗЕМНОГО МОЛЛЮСКА FRUTICICOLA FRUTICUM

Черкасова Е.Е.¹, Лаврентьева Г.В.^{1,2}, Сынзыныс Б.И.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²КФ МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Калуга

Одним из наиболее важных показателей является оценка метаболических приспособительных реакций. При этом влияние

различных факторов на организмы могут привести к изменениям трат энергии на каждом уровне их структурно-функциональной организации [1], и как результат приводить к изменению массы животных. В свою очередь изменение массы животного при влиянии различных факторов, включая радиационный, может выступать биомаркером при оценке состояния окружающей среды. Известно, что моллюски являются надежным индикатором загрязнения природной среды.

В данной работе рассматривается изменение биомассы наземного моллюска *F. fruticum* после острого гамма-облучения. Проботбор осуществлялся на территории с фоновым значением техногенных радионуклидов. Для эксперимента отбирались моллюски второй и третьей возрастных групп. Возраст моллюсков определялся по количеству оборотов раковины [2, 3]. Облучение моллюсков осуществлялось на γ - установке ГУР – 120 в диапазоне доз от 10 до 300 Гр с шагом 10 Гр. Мощность дозы 30 Гр/ч. Масса определялась путем взвешивания группы на аналитических весах. Экспериментальная проба, включая контроль, содержит пятнадцать особей моллюсков. Облучение проводилось в трехкратной повторности.

При анализе экспериментальных данных установлено следующее.

Гамма-облучение моллюсков второй возрастной группы приводит к уменьшению биомассы моллюсков относительно начальной массы пробы через 30 суток после облучения дозами 10 – 300 Гр. Через 120 суток после облучения и до окончания эксперимента облучение дозами более 80 Гр приводит к снижению биомассы моллюсков более, чем на 10 %. Облучение моллюсков дозой 20 Гр приводит к снижению биомассы на 14 – 26 % в течение 210 суток эксперимента, что наблюдается при однократном проведении эксперимента.

Несколько другая картина наблюдается при анализе изменения биомассы моллюсков третьей возрастной группы.

Через 30 суток эксперимента отмечается уменьшение биомассы моллюсков относительно начальной массы пробы после облучения дозами 10 – 300 Гр. Через 60 – 150 суток после облучения биомасса моллюсков, облученных дозами 90 Гр и более, снижается с увеличением дозы. Через 210 суток после облучения

биомасса моллюсков, облученных дозами 10 – 90 Гр, увеличивается относительно предыдущих периодов наблюдения с учетом динамики биомассы в контроле. При этом максимальный прирост биомассы отмечается в пробах, облученных дозами 10 – 60 Гр, и достигает значения 40%, минимальный – при облучении дозами 70 – 90 Гр (3-6%).

Выводы:

- в первый временной период после облучения (30 суток суток) биомасса моллюсков второй и третьей возрастных групп хаотично снижается при облучении дозами от 10 до 300 Гр, с течением времени после облучения (60-150 суток) установлено закономерное снижение биомассы при увеличении дозы облучения;
- через 210 суток после облучения моллюсков третьей возрастной группы отмечается тенденция к восстановлению биомассы, что проявляется в увеличении показателя на 6 – 40 %; при этом биомасса моллюсков второй возрастной группы продолжает снижаться в среднем на 25%.

Литература

1. Золотницкий А.П., Сытник Н.А. Энергетический бюджет и эффективность использования пищи на рост у черноморской мидии (*Mytilus galloprovincialis*) // Экосистемы. 2019. №20 (50). С. 105-116.
2. Гребенников М.Е., Хохуткин И.М. Содержание тяжелых металлов в наземных моллюсках в районе Среднеуральского металлургического завода: материалы научно-практической конференции «Экологические основы стабильного развития Прикамья». Пермь, 2000. С. 43.
3. Сычев А.А., Снегин Э.А. Микропространственная изменчивость демографических и конхиологических параметров в популяциях *Helicopsis striata* (Mollusca; Pulmonata; Hygromiidae) в условиях юга Среднерусской возвышенности // Вестник Томского государственного университета. Биология. 2016. Т 36. № 4. С. 127-146.

ФИТО- И ЦИТОТОКСИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЯ ИОНОВ АЛЮМИНИЯ И ЦИНКА НА ПРОРОСТКИ ЯЧМЕНЯ РАЗЛИЧНЫХ СОРТОВ

*Бабина К.В., Амосова Н.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В настоящее время все большее внимание уделяется изучению антропогенной нагрузки на окружающую среду со стороны промышленных предприятий. Одними из основных загрязнителей почв являются тяжелые металлы, которые негативно влияют на качество сельскохозяйственной продукции [1]. Особую опасность представляет загрязнение почв соединениями алюминия. В условиях повышенной кислотности почв происходит накопление подвижного алюминия в системе почва – растение. Известно, что алюминиевая токсичность является основной причиной недобора урожая зерновых культур на кислых почвах [2]. В связи с этим, целью данной работы является изучение эффекта снижения токсического действия соединений алюминия посредством его комбинированного действия с солями цинка.

В экспериментах было изучено фитотоксическое и мутагенное действия ионов алюминия и цинка на проростки ячменя ярового сортов: Грис, Ерёма, Тимофей, Леон.

Семена ячменя проращивали по стандартной методике (ГОСТ 12038-84) в растворах, содержащих хлорид алюминия ($AlCl_3$) в концентрациях, соответствующих 1 ПДК для питьевой воды (0,5 мг/л) и хлорида цинка ($ZnCl_2$) в концентрациях, соответствующих 1 ПДК (5,0 мг/л). При оценке совместного действия ионов тяжелых металлов раствор для замачивания семян содержал Al^{3+} и Zn^{2+} в концентрациях, соответствующих одним и тем же значениям ПДК. Повторность опыта – 4-х кратная. Критериями проявления фито- и цитотоксичности служили показатели: энергия прорастания семян, частота аберрантных клеток и митотический индекс. В качестве контроля использовали семена, пророщенные в дистиллированной воде.

Наличие ионов алюминия в растворе приводило к значимому ($p < 0,05$) снижению митотического индекса для вышеупомяну-

тых сортов на 21,5 %; 8,4 %; 10,1 % и 7,8 % соответственно. Однако, при комбинированном действии ионов алюминия и цинка негативный эффект алюминия сокращается: для сорта «Грис» на 9,7 %; «Ерёма» – на 3,7 %; «Тимофей» – на 4,7 %; «Леон» – на 2,4 %.

Изменения в значениях энергии прорастания ячменя, как при раздельном, так и при комбинированном действии водного раствора хлорида алюминия и хлорида цинка не выявлены.

Выявлено снижение негативных эффектов алюминия при совместном его присутствии в растворе для прорастивания с ионами цинка (табл. 1).

Таблица 1

Сорт	Частота aberrантных клеток			
	Контроль	$6H_2O * AlCl_3$	$ZnCl_2$	$6H_2O * AlCl_3 + ZnCl_2$
«Грис»	$0,5 \pm 0,09$	$2,8 \pm 0,05 *$	$0,9 \pm 0,11$	$2,3 \pm 0,08 * \blacktriangle$
«Ерёма»	$0,2 \pm 0,03$	$2,2 \pm 0,06 *$	$0,4 \pm 0,08$	$1,9 \pm 0,09 *$
«Тимофей»	$0,3 \pm 0,07$	$2,5 \pm 0,16 *$	$0,5 \pm 0,06$	$1,6 \pm 0,12 * \blacktriangle$
«Леон»	$0,4 \pm 0,07$	$2,7 \pm 0,08 *$	$0,7 \pm 0,04$	$2,2 \pm 0,03 * \blacktriangle$

* - различия с контролем значимы при $p < 0,05$; 1 ПДК (для питьевой воды) для Al^{3+} равен 0,5 мг/л, для Zn^{2+} - 5,0 мг/л

▲ - различия с вариантом Al^{3+} значимы при $p < 0,05$

Обсуждается вопрос о возможности использования цинксо-держащих агрохимикатов в качестве агентов, снижающих токсическое действие тяжелых металлов, в частности алюминия.

Литература

1. Злобина Н.Ю., Коношина С.Н. Антропогенное загрязнение биосферы тяжелыми металлами и способы его предотвращения // Сетевой научный журнал. ОрелГАУ. 2015. № 1(4). С. 69-72.
2. Лыков, И. Н. Комплексная эколого-экономическая оценка почв Калужской области / И. Н. Лыков, А. А. Логинов // Проблемы региональной экологии. – 2012. – № 6. – С. 72-76.
3. Поступление цинка в растения ячменя на разных типах почв и его влияние на качество семян урожая / Д. В. Васильев, В. С. Анисимов, Л. Н. Анисимова, Л. М. Фригидова // Тенденции развития науки и образования. – 2019. – № 50-3. – С. 51-57.

ИССЛЕДОВАНИЕ АТМОСФЕРНЫХ ВЫПАДЕНИЙ В 5-КМ ЗОНЕ БИЛИБИНСКОЙ АЭС

*Курбаков Д.Н.¹, Томсон А.В.², Коровин С.В.¹, Фомин Р.В.²,
Исаев А.С.²*

¹ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Использование атомной энергии на благо человечества насчитывает уже более 65 лет и опыт, накопленный за это время, позволяет говорить о том, что АЭС – это наиболее экологически "чистое" производство, оказывающее минимальное воздействие на окружающую природную среду [1]. Регулярный экологический мониторинг компонентов окружающей среды на эксплуатируемых станциях является неотъемлемой частью производственного цикла АЭС, подтверждающим ее «экологичность». Мониторинговые работы позволяют зафиксировать минимальные выбросы поллютантов в окружающей среде и вовремя предпринять меры, препятствующие дальнейшему загрязнению.

Объектом исследования являлись атмосферные осадки, выпадающие в 5 км зоне воздействия Билибинской АЭС (БиАЭС). БиАЭС расположена рядом с г. Билибино Чукотского автономного округа. Данный район – второй по размеру район Чукотки, его площадь составляет 174652 км² или 23,7% от территории Чукотского автономного округа. В состав городского поселения Билибино входят город Билибино и село Кепервеем. На расстояние в 2 км от города располагается АЭС.

Атомная станция состоит из четырёх одинаковых энергоблоков общей электрической мощностью 48 МВт с реакторами ЭГП-6 (водно-графитовый гетерогенный реактор канального типа). Станция вырабатывает как электрическую, так и тепловую энергию для теплоснабжения города Билибино.

Поведение поллютантов присутствующих в атмосферных выпадениях АЭС зависит от степени дисперсности частиц, в которых они содержатся, высоты выбросов, метеорологических условий и других факторов. Крупные частицы оседают в районе их образования или выброса, вызывая локальные загрязнения; более мелкие частицы могут проникать в верхние слои тропосферы и

даже в стратосфере, широко рассеиваться воздушными потоками и, оседая, приводить к региональным и глобальным загрязнениям территории.

Наблюдения за распространением и плотностью выпадений из атмосферы на подстилающую поверхность производили седиментационным методом - сбор оседающих аэрозолей и осадков в открытые сосуды. Для сбора осадков применяли бак-сборник, состоящий из кюветы размером 40 см в диаметре с высотой бортика 10 см, помещенной в емкость объемом 25 л. В качестве фильтров в баках-сборниках использовался фильтр Петрянова. Срок экспозиции бака-сборника составлял 22 дня. Отбор был проведен в июле 2020 г.

Средние значения содержания радионуклидов в атмосферных выпадениях (осадки) представлены в таблице 1.

Таблица 1

Результат исследований атмосферных выпадений в районе размещения БиАЭС (среднее по всем постам), 2020 год, Бк/л

Срок экспозиции	¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co	⁵⁴ Mn	⁹⁰ Sr	³ H
22 дня	<0,1	<0,2	<0,3	1,63±0,28	26,2±4,6
НРБ-99/2009 [2]	11	40	193	4,9	7000

Максимально детектируемые значения радионуклидов в осадках были обнаружены в точке расположенной на площадке АЭС в 50 м от вентиляционной трубы (⁹⁰Sr–2,45, ³H–35,7 Бк/кг). Минимальные значения активности были зафиксированы в западном направлении на расстоянии 4,5 км и составили 0,89 Бк/л для ⁹⁰Sr и 16,7Бк/л для ³H.

Превышений содержания естественных и искусственных радионуклидов в атмосферных выпадениях не обнаружено.

Литература

1. Чупрунов А.А., Смелов А.Ю., Даувальтер В.А. Объемная активность приземного слоя воздуха и атмосферных выпадений в районе расположения Кольской атомной станции / Вестник МГТУ. Т. 9. №5. 2006. С. 847-850
2. СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009»

ГАЗОВЫЙ СОСТАВ АТМОСФЕРНОГО ВОЗДУХА В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ БИЛИБИНСКОЙ АЭС

*Курбаков Д.Н., Томсон А.В.
ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

Атмосферный воздух является наиболее мобильной природной средой, в которую, во-первых, осуществляется непосредственный выброс загрязняющих веществ, во-вторых, по которой происходит активное распространение этих веществ. Поэтому, в организации системы экологического мониторинга, главное значение придается организации системы мониторинга атмосферного воздуха.

Основная цель мониторинга атмосферного воздуха - наблюдение за качеством воздушного бассейна, оценка, прогноз и выявление тенденций изменения состояния воздуха для предупреждения негативных ситуаций, угрожающих здоровью людей и окружающей среде.

Оценка загрязнения атмосферного воздуха района размещения Билибинской АЭС (г. Билибино, Чукотский автономный округ) проводилась по результатам измерения концентраций загрязняющих веществ воздуха (ВХВ) (рис 1.)



Рис. 1. Схема измерения газового состава воздуха

Перечень контролируемых показателей ВХВ в атмосферном воздухе выбран с учетом возможного состава загрязнителей, поступающих от выявленных источников загрязнения в районе размещения БиАЭС: оксид азота, диоксид азота, формальдегид,

сажа, керосин, диоксид серы, запыленность, предельные углеводороды, оксид углерода.

Отбор проб атмосферного воздуха проводился на открытой местности вне зоны ветровой тени от застройки и лесных насаждений на высоте от 1,5 до 3,5 м от поверхности земли. Продолжительность отбора при определении среднесуточных концентраций ВХВ составляла 45 минут [1-3].

Для определения указанных выше показателей использовали газоанализатор ГАНК-4А. Погрешность измерения < 20 %.

Результаты измерений газового состава атмосферного приземного воздуха представлены в таблице 1.

Таблица 1
Результаты исследований газового состава воздуха, мг/м³

Газ	A-1	A-2	A-3	A-4	A-5	A-6	A-7	A-8	A-9	A-10	ПДК
CO	0,1	0,9	0,9	0,7	0,9	0,7	0,9	0,7	0,4	0,6	5,0
C ₁ -C ₁₀	1,0	1,0	1,0	1,0	0	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0	60,0
C ₁₂ - C ₁₉	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,2	0,1	0,1	0,1	1,0
Керосин	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,2	0,2	0,1	0,1	1,2
SO ₂	0,011	0,009	0,008	0,015	0,008	0,010	0,015	0,010	0,012	0,010	0,50
NO	0,02	0,02	0,02	0,02	0,02	0,02	0,02	0,01	0,02	0,02	0,40
NO ₂	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01	0,02	0,20
C	0,008	0,008	0,009	0,009	0,001	0,008	0,004	0,007	0,007	0,005	0,150
HCO H	2*	2*	2*	5*	2*	2*	4*	2*	1*	2*	0,050

*x10⁻⁴

В соответствии с Руководством по контролю загрязнения атмосферы [4] степень загрязненности воздуха устанавливали по кратности превышения результатов измерений содержания вредных компонентов над ПДК с учетом класса опасности, суммарного биологического действия загрязнения воздуха при определенной частоте превышения ПДК. В результате проведенных исследований превышений содержания ВХВ обнаружено не было.

Литература

1. ГОСТ 17.2.3.01-86 Охрана природы (ССОП). Атмосфера. Правила контроля качества воздуха населенных пунктов

2. ГОСТ 17.2.4.02-81 «Охрана природы. Атмосфера. Общие требования к методам определения загрязняющих веществ»
3. ГОСТ 17.2.6.02-85 «Атмосфера. Газоанализаторы автоматические для контроля загрязнения атмосферы. Общие технические требования»
4. РД 52.04.186-89 «Руководство по контролю загрязнения атмосферы»

ИЗУЧЕНИЕ СМЕРТНОСТИ НАЗЕМНОГО МОЛЛЮСКА F. FRUTICUM РАЗНЫХ ВОЗРАСТНЫХ ГРУПП ПОСЛЕ ГАММА-ОБЛУЧЕНИЯ

Черкасова Е.Е.¹, Лаврентьева Г.В.^{1,2}, Сынзыныс Б.И.¹

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²КФ МГТУ им. Н.Э. Баумана, г. Калуга

Моллюски являются удобным инструментом биоиндикации химического и физического загрязнения окружающей среды, включая радиоактивное. При этом моллюски характеризуются высокими коэффициентам накопления тяжелых металлов и радионуклидов, широкой распространенностью, простотой идентификации, коротким жизненным циклом. Выполнен достаточно большой объем исследований моллюсков, обитающих в радиоактивно загрязненных водоемах. Однако изучению наземных представителей отводится меньше внимания.

Объектом исследований является наземный моллюск *Fruticicola fruticum*. Пробоотбор осуществлялся на территории с фоновыми значениями техногенных радионуклидов. Для исследований были выбраны моллюски трех возрастных групп. Возраст моллюсков определялся по количеству оборотов раковины [1, 2]. Облучение моллюсков осуществлялось на γ - установке ГУР – 120 в диапазоне доз от 10 до 300 Гр с шагом 10 Гр. Мощность дозы 30 Гр/ч. Каждая проба, включая контроль, содержит по пятнадцать особей моллюсков. Постановка эксперимента предполагала трехкратную повторность проб при облучении.

Смертность моллюска определялась по следующим признакам: не реагирует на орошения водой, мягкое тело находится глубоко в раковине и отсутствует эпифрагма, мягкое тело становится бесформенным, улитка источает неприятный запах, мягкое тело отсутствует в раковине.

Показатель ЛД_{50/60} определялся расчетным способом посредством пробит-анализа с применением метода наименьших квадратов [3].

На основании данных эксперимента был определен показатель ЛД_{50/60}. Для моллюсков первой возрастной группы ЛД_{50/60} составляет 118,7±62,2 Гр, для второй возрастной группы – 115,6±33,9 Гр, для третьей возрастной группы – 141,4±26,3 Гр.

В ходе исследований установлены дозо-временные зависимости изменения показателя смертности моллюсков: абсолютная смертность моллюсков всех возрастных групп увеличивается с течением времени после облучения. Абсолютная смертность моллюсков первой и второй возрастных групп отмечается через 60 суток после облучения дозами 100 Гр и 200 Гр, соответственно, третьей возрастной группы – через 120 суток при облучении дозой 180 Гр на фоне нулевой смертности в контроле.

Радиорезистентность наземного моллюска возрастает при переходе от первой возрастной группы к третьей. При этом через 90 суток к абсолютной смертности моллюсков первой, второй и третьей возрастных групп приводят дозы облучения 160 Гр, 200 Гр и 240 Гр, соответственно. Через 210 суток после облучения – 50 Гр, 110 Гр и 140 Гр, соответственно, для первой, второй и третьей возрастных групп.

Литература

1. Гребенников М.Е., Хохуткин И.М. Содержание тяжелых металлов в наземных моллюсках в районе Среднеуральского металлургического завода: материалы научно-практической конференции «Экологические основы стабильного развития Прикамья». Пермь, 2000. С. 43.

2. Сычев А.А., Снегин Э.А. Микропространственная изменчивость демографических и конхиологических параметров в популяциях *Helicopsis striata* (Mollusca; Pulmonata; Hygromiidae) в

условиях юга Среднерусской возвышенности // Вестник Томского государственного университета. Биология. 2016. Т 36. № 4. С. 127-146.

3. Платонов А.Г., Ахалая М.Я. Применение метода пробит-анализа в радиобиологии. Расчет полулетальной дозы ЛД₅₀: учебно-методическое пособие. М.: НИЯУ МИФИ, 2010. 36 с.

4.

РУКОВОДСТВО ПО ПОДГОТОВКЕ ОТЧЕТА ОБ ОЦЕНКЕ ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ ЦЕНТРА ЯДЕРНОЙ НАУКИ И ТЕХНОЛОГИЙ ВЬЕТНАМА

*Та Ван Тхьонг¹, Ташлыков О. Л.¹, Фам Хак Туйен²,
Ву Хоанг Хай²*

¹Уральский федеральный университет, Екатеринбург

*²Институт атомной энергии Вьетнама (VINATOM), г. Ханой,
Вьетнам*

Вьетнам и Россия подписали межправительственное соглашение (21 ноября 2011 г.) о строительстве Центра ядерной науки и технологий (ЦЯНТ).

Основным оборудованием ЦЯНТ является многоцелевой исследовательский реактор (ИР) мощностью 10-15 МВт. В состав ЦЯНТ входят также лаборатории техники неразрушающего контроля, центр моделирования систем АЭС, центр материаловедения. Место расположения Центра выбрано в уезде Лонгхань провинции Донгнай (рис. 1), в 70 км от города Хошимин и занимает площадь 100 га [1].

Целью представленной работы является анализ нормативных документов Российской Федерации (РФ), других стран, включая рекомендации МАГАТЭ, по разработке Руководства по подготовке отчета об ОВОС для проекта ЦЯНТ Вьетнама в соответствии с правовыми и техническими требованиями Вьетнама.

Для достижения данной цели решались задачи по сбору, обобщению и анализу требований правил и стандартов Вьетнама для экологической оценки в соответствии с указаниями Министерства природных ресурсов и окружающей среды (MONRE), а

также руководящих указаний МАГАТЭ, правил и норм в области атомной энергетике РФ и других стран.

Руководство по подготовке отчета по ОВОС состоит из следующих основных частей: краткое описание проекта; природные, социально-экономические условия и текущее состояние окружающей среды на территории проекта; оценка и прогноз воздействия проекта на окружающую среду, а также предложение мер и работ по охране окружающей среды и реагированию на чрезвычайные экологические ситуации; программа экологического менеджмента и надзора; результаты консультации [3].



Рис.1. Место планируемого размещения (а) и проект ЦЯНТ (б)

Литература

1. Tran Chi Thanh, «Site Survey and Evaluation Report and Environmental Impact Assesment Report» // VIE1010 - SEED Advisory Meeting, - Hanoi, 2020
2. Pham Khac Tuyen, «Current Stage of the Development of Guidance on the Preparation of the Environmental Impact Assesment Report» // VIE1010 - SEED Advisory Meeting, - Hanoi, 2020
3. Та Ван Тхьонг, Ташлыков О.Л., Фам Хак Туйен, Ву Хоанг Хай. Разработка руководства по подготовке отчета об оценке воздействия на окружающую среду для центра ядерной науки и технологий Вьетнама // Физика. Технологии. Инновации. ФТИ-2021: тезисы докладов VIII Международной молодежной научной конференции. - Екатеринбург, УрФУ, 2021. С. 978-979.

ЗАПЫЛЕННОСТЬ АТМОСФЕРНОГО ПРИЗЕМНОГО ВОЗДУХА В Г БИЛИБИНО ЧУКОТСКОГО АВТНОМНОГО ОКРУГА

*Курбаков Д.Н., Томсон А.В.
ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

В настоящее время пыль становится одним из приоритетных загрязнителей, который необходимо учитывать при организации мониторинга атмосферного приземного воздуха. Пыль представляет собой мельчайшие твердые частицы, поднимающиеся ветром с земли, находящиеся в воздухе под воздействием воздушных течений и оседающие на поверхность земли под влиянием земного притяжения или вместе с осадками. Мониторинг пылевого загрязнения воздушной среды, является сложной современной задачей, позволяет определить фактические данные о качестве воздуха, концентрацию пыли и тенденции ее изменения, оценки степени вреда, наносимого здоровью людей.

Исследования проводились в районе г. Билибино Чукотского автономного округа. Данный район второй по размеру район Чукотки, его площадь составляет 174652 км² или 23,7% от территории Чукотского автономного округа. В состав городского поселения Билибино входят город Билибино и село Кепервеем. На данный момент из крупных промышленных предприятий в городе функционирует атомная станция. Атомная станция состоит из четырёх одинаковых энергоблоков общей электрической мощностью 48 МВт с реакторами ЭГП-6 (водно-графитовый гетерогенный реактор канального типа). Станция вырабатывает как электрическую, так и тепловую энергию для теплоснабжения города Билибино. Так же стоит отметить, что в городе отсутствует асфальтированное дорожное покрытие, что может приводить к повышенному содержанию пыли в воздухе.

Для проведения исследований по запыленности воздуха были использованы аспирационные установки Аспиратор ПУ-3Э. Воздух прокачивался через фильтры типа АФА-ВП. Объем прокаченного воздуха для одного фильтра составлял 148 м³/сутки. Время экспозиции фильтра - 24 часа. Исследования проводились в период с 04.07.2020 по 29.07.2020.

Запыленность рассчитывалась по формуле (1):

$$P = \frac{m_1 - m_0}{V_H} \quad (1)$$

Объем пробы воздуха, приведенный к нормальным условиям V_H , м³ вычисляли по формуле 2.

$$V_H = \frac{V_{293P}}{(273+t)101,3} \quad (2)$$

Проведенные исследования показали, что запыленность в разных частях города при одинаковых погодных условиях отличается незначительно. Колебания значений запыленности связано с изменением погодных условий наличием осадков, направлением ветра, лесными пожарами. Для снижения запыленности по дорогам города курсируют поливальные машины, препятствующие поднятию пыли.



Рис. 1 Фильтр АФА-ВП слева пост до начала лесных пожаров, справа вовремя

Так же стоит отметить, что с 23.07.2020 в районе г. Билибино начались лесные пожары, вследствие чего в воздухе наблюдались продукты горения (зола) и, как следствие, выросла запыленность и достигла значения 0,17 мг/м³ при нормативе среднесуточной концентрации для недифференцированной по составу пыли 0,15 мг/м³ [1]. На рисунке 1 представлено 2 фильтра АФА-ВП до начала лесных пожаров и после.

Литературы

1. ГОСТ 17.2.4.05-83 Охрана природы. Атмосфера. Гравиметрический метод определения взвешенных частиц пыли.

РЕЗУЛЬТАТЫ МОНИТОРИНГА СОДЕРЖАНИЯ ЖЕЛЕЗА В ВОДНЫХ ОБЪЕКТАХ ЗОНЫ ВЛИЯНИЯ АО «НИФХИ ИМ. Л.Я. КАРПОВА» ЗА ПЕРИОД 2018- 2021 Г.

*Нго Тхань Нам, Шпилько М.А., Полякова Л.П., Мельникова Т.В.,
Удалова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск*

В сбросовых водах НИФХИ, контролируется уровень содержания железа и меди, как компонентов группы тяжелых металлов (ТМ). По данным отчёта по экологической безопасности, ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» (за 2012-2019 гг.) концентрация железа в стоках близка или превышает значения ПДК для вод рыбохозяйственного назначения.

Цель данной работы - обобщение результатов мониторинга содержания железа в водных объектах, расположенных вблизи НИФХИ за 2018-2021 гг.

Объектом исследования являлась вода, отобранная на территории санитарно-защитной зоны (СЗЗ) и зоны наблюдения (ЗН) НИФХИ. Ежегодно в указанный период посезонно исследовались 19 проб воды из семи точек отбора: 1-4 – искусственные пруды в санитарно-защитной зоне (СЗЗ) и зоне наблюдения (ЗН); 5 – р. Дырочная, 6,7 – р. Протва.

Железо общее (C_{Fe}) в воде определялось фотометрическим методом [1] Погрешности измерений соответствовали требованиям метода. Результаты показаны на диаграмме (рис.1). Линиями 1,2,3 отмечены уровни ПДК (Fe , мг/л) соответственно для вод рыбохозяйственного (ПДК₁) - 0,1 и культурно-бытового (ПДК₂) - 0,3 назначения, а также фоновое содержание железа ($C_{ф}$) - 0,38 в водах Калужской области [2].

Из диаграммы следует, что C_{Fe} в поверхностных водах всех исследованных объектов превышает ПДК₁, а посезонно ПДК₂ и $C_{ф}$. При этом превышение концентрации по ПДК₂ значительное и варьируют в пределах от 2,3 до 9,6 мг/л, что свидетельствует об аномальности элемента в данной среде.

Содержание железа в воде всех объектов, за исключением №1 и №7 подвержено естественным сезонным изменениям. Летом

отмечаются завышенные значения C_{Fe} , мг/л (0,37 - 3,63), в осенне-весенний период - заниженные (0,29 - 2,04). Нарушение естественных сезонных процессов в воде объектов 1 и 7 может быть вызвано техногенным воздействием.

По данным мониторинга можно отметить отсутствие единой динамики среднегодовых показателей содержания железа в воде объектов СЗЗ и ЗН. Выявление тенденций изменения C_{Fe} требует дополнительное время, что особенно важно для источников, где отмечалось высокое превышения ПДК. В связи с этим осенью 2021 года произведен очередной отбор проб воды для анализа на содержание железа и других ТМ. Из группы ТМ планируется определение Cu, Pb, Cd, и Zn методом инверсионной вольтамперометрии на анализаторе ТА-Lab.

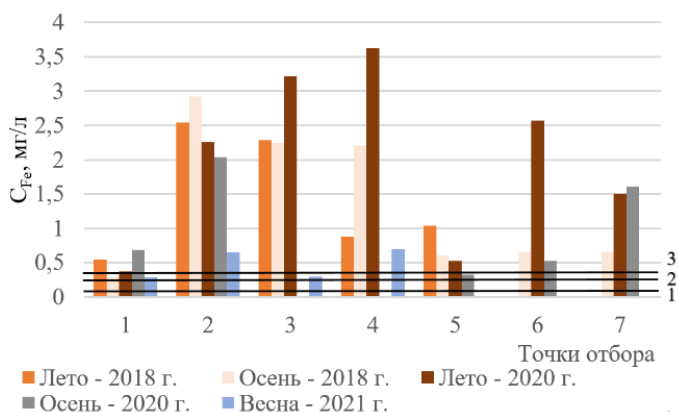


Рис.1 Содержание железа в воде объектов СЗЗ и ЗН в 2018-21 гг

Литература

1. Методика измерений массовой концентрации общего железа в питьевых, поверхностных и сточных водах фотометрическим методом с сульфосалициловой кислотой. (ПНД Ф 14.1:2:4.50-96).

2. Силин И.И. Пресные воды Калужской области.- Калуга: ВИЭС, 2005- С.78-79

ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЯ ШУМА В РАЙОНЕ РАЗМЕЩЕНИЯ БИЛИБИНСКОЙ АЭС

*Курбаков Д.Н., Томсон А.В.
ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

Антропогенный процессы способствуют увеличению уровня шума сверх природного фона и действуют отрицательно на живые организмы [1]. Повышенный уровень шума остается одной из наиболее острых проблем для городских территорий. Основными источниками шумового воздействия на территории города являются автотранспорт, строительная техника, промышленные предприятия [2]. Поэтому проблема борьбы с шумом во всех ее проявлениях была и остается актуальной.

Цель исследования: оценка уровня шума от автотранспорта и промышленных предприятий г. Билибино Чукотского автономного округа.

Исследования уровня шума проводили в соответствии с требованиями [3-4]. При проведении измерений были учтены все источники шума, оказывающие влияние на население г. Билибино.

Исследование и оценка звукового воздействия на окружающую среду выполнялись в пределах санитарно защитной зоны (СЗЗ) АЭС (пост А-2, А-3), на границе СЗЗ (пост А-5) и на селитебной территории (пост А-6, А-9, А-10) г. Билибино.

Уровень шума определялся в октавных полосах со среднегеометрическими частотами в диапазоне от 31,5 до 8000 Гц, а также определялся уровень звука дБА. Измерения проводили днем с 16:00 до 19:00 ч и ночью с 02:00 до 4:00 ч. Измерение уровней звука проводили с помощью шумомера-виброметра, анализатора спектра Экофизика-110А [5].

Результаты исследований уровня шума на территории г. Билибино и его окрестностей представлены в таблице 1.

Показатели уровней звукового давления и уровень звука на обследуемых участках на момент измерения соответствовал требованиям норм на всех постах кроме А-2 и А-3. Пост А-2 и А-3 расположены на промплощадке Билибинской атомной станции и

повышенное звуковое загрязнение обусловлено непрерывной работой охладителей. Стоит отметить, что звуковое загрязнение, создающееся на АЭС, не распространяется за пределы СЗЗ.

Таблица 1

Результаты инструментальных исследований уровня шума

Измеряемые параметры,	№ поста наблюдений														
	Ср. геом. частоты, Гц		А-2		А-3		А-5		А-6		А-9		А-10		
			день	ночь	день	ночь	день	ночь	день	ночь	день	ночь	день	ночь	
Уровень звукового давления, дБ	31,5	90	83	64,2	63,1	58,4	57,3	55,8	55,3	48,5	30,7	51,0	36,0	48,4	35,5
	63,0	75	67	63,7	60,9	58,9	57,7	48,3	47,8	46,7	33,3	46,5	31,7	42,8	28,1
	125	66	57	55,9	59,9	49,6	49,9	41,8	44,9	37,0	27,6	33,0	25,5	35,4	20,9
	250	59	49	63,9	64,8	47,9	48,7	37,0	43,9	32,5	25,5	30,7	22,2	31,6	26,0
	500	54	44	63,6	61,8	37,3	43,0	40,3	39,7	35,7	29,8	31,8	25,8	37,2	32,3
	1000	50	40	53,9	54,4	35,5	34,1	30,9	34,0	32,4	28,2	30,3	26,4	37,6	32,3
	2000	47	37	46,9	48,3	27,7	27,6	28,5	28,0	29,4	23,8	28,6	19,5	31,4	27,6
	4000	45	35	39,0	40,7	33,3	20,6	24,5	18,1	19,2	15,4	21,9	12,0	26,3	17,4
	8000	44	33	28,3	29,1	26,8	15,2	25,9	16,7	17,2	14,5	17,8	12,5	18,6	12,6
16000	-	-	28,9	16,8	28,7	13,8	28,7	13,9	18,3	13,5	18,4	12,7	18,3	12,5	
Уровень звука, дБА		55	45	61,8	61,7	57,3	52,7	38,9	40,6	37,2	31,9	47,2	29,0	39,3	35,3

Литература

1. Ljubkin V.V., Kazarjan S.M., Sinoda V.A. i dr. Vlijanje antropogenogog shuma na ljudej i okruzhajushhujusredu // Tverskoj medicinskij zhurnal. – 2016. № 4. S. 47-50.
2. Рувинова Л.Г. Оценка шумового загрязнения в городской среде / Вестник КрасГАУ. 2017. №7. С. 134-139.
3. ГОСТ 23337-2014 Шум. Методы измерения шума на жилой территории и в помещениях жилых и общественных зданий.
4. МУК 4.3.2194-07 Контроль уровня шума на территории жилой застройки, в жилых и общественных зданиях и помещениях.
5. МИ ПКФ-12-006. Однократные прямые измерения уровней звука, звукового давления и вибрации приборами серий Октава и Экофизика. Методика измерений.

УРОВНИ ОПЕРАТИВНОГО ВМЕШАТЕЛЬСТВА ДЛЯ ЗАЩИТЫ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ АВАРИЯХ НА АЭС

*Микаилова Р.А., Спиридонов С.И., Фесенко С.В.
ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

Принятие оперативных решений при радиоактивном загрязнении территорий в результате аварий на АЭС должно основываться на результатах радиоэкологического мониторинга в первый период после выпадений. В связи с этим МАГАТЭ разработало рекомендации для определения уровней оперативного вмешательства (УОВ), которые должны быть установлены до возникновения аварийной ситуации [1]. Решение о применении защитных мероприятий принимается по результатам сопоставления УОВ с данными мониторинга.

УОВ рассчитываются для показателей, которые можно измерить приборами или определить в ходе лабораторных анализов. Важное условие выполнения расчетов - соблюдение требования о не превышении общих (базовых) критериев реагирования, отраженных в нормативной документации [2].

Цель работы - расчет УОВ для показателя «мощность амбиентной эквивалентной дозы на высоте 1 м над землей» на основе данных, характеризующих сценарии аварийных выбросов российских АЭС.

В качестве исходных данных рассматривались составы радиоактивных выбросов при постулированных проектных и запроектных авариях для реакторов ВВЭР-1200, ВВЭР-1000, БН-800 и при аварии на ЧАЭС для реактора РБМК-1000.

Как показано на рис. 1, значения УОВ для сценариев аварийных ситуаций на АЭС с реакторами ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 и РБМК-1000 будут строже, чем для большинства сценариев для АЭС с реактором БН-800. Это объясняется различными соотношениями радионуклидов в составах аварийных выбросов. Аварийные выбросы АЭС с реактором БН-800 во всех случаях содержат ^{24}Na и ^{22}Na , причем доля первого в большинстве случаев превышает вклады других радионуклидов. Для сценариев с высоким вкладом ^{24}Na рассчитанные УОВ превышают значения этого показателя для других аварий.

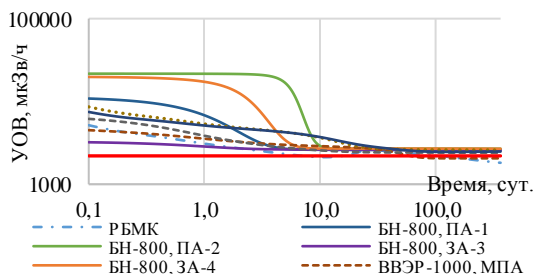


Рис. 1. УОВ1 для различных сценариев аварийных выбросов в 1-й год после аварии

Полученное обобщенное значение УОВ1 (рис 1.) можно использовать для принятия решений по радиационной защите населения, основываясь на базовых критериях, предложенных МАГАТЭ [2]. Для определения значений УОВ, отвечающих нормативам Российской Федерации, необходимо пересмотреть базовые критерии в соответствии с указанными в НРБ-99/2009 уровнями облучения населения, при которых необходимо срочное вмешательство.

Литература

1. IAEA. Operational Intervention Levels for Reactor Emergencies and Methodology for Their Derivation. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2017. 160 p.
2. IAEA. Preparedness and response for a nuclear or radiological emergency: general safety requirements No. GSR Part 7. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2015. 104 p.

ИЗУЧЕНИЕ ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫХ ПОЛЕЙ В РАЙОНЕ РАЗМЕЩЕНИЯ БИЛИБИНСКОЙ АЭС

*Курбаков Д.Н., Томсон А.В., Дементьева Н.В., Прохорова Т.В.
ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

Научно-технический прогресс повышает качество жизни человечества, но в тоже время приводит к загрязнению окружающей среды и ухудшению экологической обстановки. Одним из

показателей загрязнения окружающей среды в 21 веке является электромагнитное загрязнение.

В мире понятие «глобального электромагнитного загрязнения» появилось в 1995 году. Всемирная организация здравоохранения официально ввела этот термин в международные программы по защите от электромагнитного излучения. Примером реализации таких проектов является «международный электромагнитный проект (WHO International EMF Project)». Появление таких проектов указывает на актуальность изучения электромагнитного излучения [1].

Исследование и оценка компонент электромагнитного поля на окружающую среду выполнялась в пределах санитарно защитной зоны (СЗЗ) АЭС (пост А-2, А-3), на границе СЗЗ (пост А-5) и на селитебной территории (пост А-6, А-9, А-10) г. Билибино. Исследования проводились в соответствии с требованиями [2-3] с фиксацией значений на высоте 0,5, 1,5, 1,8 м от уровня земли в 3-х кратной проворности.

Измерение проводили с помощью прибора Экофизика-110А с цифровым преобразователем ПЗ-80-ЕН500 [3].

Результаты измерения представлены в таблицах 1 и 2.

Таблица 1

Результаты измерений напряженности электромагнитного поля, $\times 10^{-3}$

№ по-ста	Напряженность электрического поля, В/м														
	0,5 м					1,5 м					1,8 м				
	50 Гц	30-300 Гц	0,3-3 кГц	3-30 кГц	30-300 кГц	50 Гц	30-300 Гц	0,3-3 кГц	3-30 кГц	30-300 кГц	50 Гц	30-300 Гц	0,3-3 кГц	3-30 кГц	30-300 кГц
А-2	977,3	899,7	26,1	12,1	22,6	1,6	1,8	27,8	9,4	23,4	2,0	2,4	29,3	8,5	22,6
А-3	194,4	232,7	25,9	12,7	23,3	478,6	463,6	25,8	9,9	22,8	609,6	685,5	26,1	9,1	22,3
А-5	12,9	11,7	110,7	12,2	22,6	41,2	39,4	266,3	9,4	22,8	47,9	51,1	341,4	9,7	22,5
А-6	79,2	109,4	26,5	19,9	23,8	138,2	161,1	26,0	10,4	22,5	180,8	202,3	26,4	10,1	22,2
А-9	241,3	115,2	27,7	16,4	23,9	263,5	102,5	26,3	10,8	22,3	390,5	104,5	25,8	9,6	22,4
А-10	62,3	151,6	25,7	11,8	21,9	91,0	189,2	25,7	9,1	22,3	115,4	337,2	30,1	8,6	22,1
ПДК	-				25,0					25,0					25,0

Таблица 2

Результаты измерения параметров магнитного поля

№ поста	Напряженность магнитного поля (50 Гц), мА/м			Индукция магнитного поля частотой 50 Гц, нТл		
	0,5 м	1,5 м	1,8 м	0,5 м	1,5 м	1,8 м
А-2	6,9	6,0	6,3	8,6	7,5	7,9
А-3	9,1	10,7	8,5	11,4	13,4	10,6
А-5	17,0	14,1	16,9	21,3	17,6	21,1
А-6	46,3	37,4	29,6	57,9	46,8	37,0
А-9	6,9	7,2	7,2	8,6	9,0	9,0
А-10	10,3	12,6	11,4	12,9	15,8	14,3
ПДК [4]				10000		

Определяемые параметры: напряженность электрического поля, в диапазонах частот (30-300) кГц, (0,3-3) МГц, (3-30) МГц и (30-300) МГц; напряженность переменного электрического поля, с промышленной частотой 50 Гц; плотность потока энергии, в диапазоне частот 300 МГц-300 ГГц; индукция магнитного поля, частотой 50 Гц.

Показатели измерений электромагнитных полей на обследуемых участках соответствуют установленным нормативным требованиям [4].

Литература

1. Шафигуллин Р.И., Куприянов В.Н. Экологическая безопасность городской среды при воздействии электромагнитных полей / Известия КГЛСУ. 2015. №1. 10 с.
2. ГН. 2.1.8/2.2.4.2262-07 Предельно допустимые уровни магнитных полей частотой 50 Гц в помещениях жилых, общественных зданий и на селитебных территориях.
3. ПКДУ.411100.001РЭ. Методика выполнения прямых однократных измерений напряженности переменных электрических и магнитных полей.
4. СанПиН 2.1.2.2645-10 Санитарно-эпидемиологические требования к условиям проживания в жилых зданиях и помещениях.

КВАНТОВО-ХИМИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ ЭНЕРГИИ ДИССОЦИИИ МОЛЕКУЛ ИЗОМЕРОВ ГХЦГ

Айдаров С.Б.¹, Удалова А.А.², Полякова Л.П.², Мельникова Т.В.²

¹*НИ ТПУ, г. Томск*

²*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

С целью разработки технологий по утилизации опасных пестицидов в ИАТЭ НИЯУ МИФИ исследуется устойчивость ГХЦГ под действием электронного и гамма-облучения. Подтверждение экспериментальных данных по радиационной деградации пестицида результатами, полученными с помощью современных методов вычислительной химии, представляет определенный интерес.

В качестве объекта исследования были выбраны стереоизомеры ГХЦГ, молекулы которых представлены в α -, β - и γ -формах. Энергия отдельной химической связи в молекулах рассчитывалась как разница между энергией молекулы и суммарной энергией двух радикалов, образующихся в результате ее гомолитического разрыва.

Расчет энергии молекул изомеров и полученных радикалов, включая предварительную оптимизацию их геометрии, проводили методом функционала электронной плотности (DFT) с использованием гибридного функционала B3LYP и базиса 6-31G в программе Firefly 8.2.0 (PC GAMESS) [1,2].

Энергии диссоциации исследуемых молекул также были рассчитаны в онлайн программе ALFABET, основанной на машинном обучении (ML) [3].

В таблицах 1-2 представлены результаты расчетов энергии диссоциации C-Cl и C-H связей методами DFT и ML, с применением структуры молекул в формате 3D и 2D соответственно.

Таблица 1

Энергии диссоциации C-H и C-Cl связей рассчитанные методом DFT

Энергия, кДж/моль	α -ГХЦГ	β -ГХЦГ	γ ГХЦГ
C-Cl	241,46	226,56	226,20
C-Cl	241,50	226,56	226,24
C-Cl	258,79	246,77	228,61
C-Cl	258,85	246,77	228,76

Энергия, кДж/моль	α -ГХЦГ	β -ГХЦГ	γ ГХЦГ
C-Cl	264,21	246,86	251,24
C-Cl	264,25	246,86	276,48
C-H	405,68	382,66	391,15
C-H	405,71	382,66	391,20
C-H	422,24	411,32	402,48
C-H	422,31	411,32	402,50
C-H	423,77	411,35	405,99
C-H	423,80	411,35	449,91

Таблица 2

Энергии диссоциации C-H и C-Cl связей рассчитанные методом ML

Энергия, кДж/моль	α -ГХЦГ	β -ГХЦГ	γ ГХЦГ
C-H	389,11	392,87	393,71
	390,79		393,71
	395,38		395,81
C-Cl	343,51	345,18	347,69
	343,92		347,69
	348,95		349,36

Квантово-химические расчеты, проведенные в программах Firefly 8.2.0 (PC GAMESS) и ALFABET, указывают на большую прочность C-H связей в исследуемых молекулах по сравнению с C-Cl связями. Полученные методом DFT минимальные значения энергии аксиальной C-Cl связи в молекулах γ -ГХЦГ объясняют его заниженную устойчивость по сравнению с α - и β -изомерами. Это соответствует экспериментальным результатам радиационной чувствительности изомеров ГХЦГ. Следует отметить, что расчеты, полученные методом ML, такого эффекта не выявляют. Вероятной причиной завышенных значений энергии диссоциации γ -ГХЦГ по ML является использование в качестве входных данных 2-х мерных структур молекул.

Литература

1. Alex A. Granovsky, Firefly version 8, [www http://classic.chem.msu.su/gran/firefly/index.html](http://classic.chem.msu.su/gran/firefly/index.html)
2. M.W.Schmidt, K.K.Baldrige, J.A.Boatz, S.T.Elberty, M.S.Gordon, J.H.Jensen, S.Koseki, N.Matsunaga, K.A.Nguyen, S.Su,

T.L.Windus, M.Dupuis, J.A.Montgomery J.Comput.Chem. 14, 1347-1363 (1993).

3. Prediction of organic homolytic bond dissociation enthalpies at near chemical accuracy with sub-second computational cost / St. John, P.C., Guan, Y., Kim, Y. et al. // Nature communications. – 2020. – V.11. – № 2328. – P. 1–12.

SOCIO-ECONOMIC AND RADIATION-ECOLOGICAL ASPECTS OF THE CONSTRUCTION OF A NUCLEAR POWER PLANT IN THE FEDERAL REPUBLIC OF NIGERIA

*Orumo Beinmotei Kenoll
NRNU MEPHl, Moscow*

The work is part of the dissertation of the postgraduate student. From the work it is shown that the Country (Nigeria) power supply failure has grossly affected its economy, severely slowing down development in urban, rural, and sub-rural settlements with an electricity generation capacity presently around 5000MW which is grossly inadequate[1]. This criticality in Nigeria has made the country to also consider nuclear energy like other countries, which has been an established technology with international regulations for power generation to meet up its expected energy demands. The work is aimed to develop in Nigeria the basic principles, methods and means, as well as regulatory documents for nuclear facilities, which ensure the development of modern technologies for radiation-ecological monitoring of the environment, as a means of environmental control in the region which will solve the important economic problem of minimizing the consequences of radiation accidents at nuclear power plants or other radiation hazardous enterprises which has been a phobia in the country as Nigeria move towards actualizing their nuclear energy program.

The work has the following achievements as aimed: Conduction of environmental and socio-economic analysis justifying the feasibility of building a nuclear power plant in selected regions in Nigeria. Analysis of the features of the impact of ionizing radiation on biological systems especially the effect of Small dose rates which is a concern in

the country and its protective measures [2]. Study, analysis and implementation of modern technologies for automated systems of radiation and environmental monitoring of the environment at operating nuclear power plants and other facilities using atomic energy [3]. Analysis, adaptation and implementation into the legal framework of Nigeria of legal and economic mechanisms used to protect the environment in Russia and other developed countries [4]. Adaptation of the documentary base on international cooperation in the field of environmental protection into the legal framework of Nigeria [5].

Reference

1. Orumo B.K, Elokhin A.P., Ksenofontov A.I. Ecology and Social and Economic researches of the possible development of Nuclear Energy in the Federal Republic of Nigeria in real time. *International Journal of Nuclear Governance, Economy and Ecology*. Vol. 4, № 4. 2019, pp. 256-272.

2. Орумо К.Б., А.П. Елохин, Ксенофонтов А.И. Особенности воздействия ионизирующего излучения на биологические объекты и методы его радиационного контроля на ядерных объектах. (Аналитический обзор). *Глобальная ядерная безопасность*, 2020, № 2 (35), стр. 16-40.

3. Benchmarking study of estimating costs on ARMS and elimination of radiation accident consequences at a nuclear facility. (Статья. Сравнительный анализ оценки материальных затрат на АСКРО и ликвидацию последствий радиационной аварии на ОИАЭ) in the *International Journal of Nuclear Governance, Economy and Ecology*. Vol. 5, № 1, 2021, P. 1- 23

4. Правовой и экономический механизмы охраны окружающей среды в федеральной республике Нигерия. (Статья в журнале *Евразийский Союз Ученых (ЕСУ)* № 6(75), часть 7, 2020, стр.13-27.). DOI: 10.31618 / ESU.2413-9335.2020.7.75.875.

АНАЛИЗ СПОСОБОВ ЗАХОРАНЕНИЯ ЖИДКИХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В РАЗЛИЧНЫХ СТРАНАХ

Волуца А.В.¹, Егоров М.Ю.^{1,2,3}
¹СПбГУАП, Санкт-Петербург
²СПбГЛТУ, Санкт-Петербург
³СПбПУ, Санкт-Петербург

Анализ способов захоронения высокоактивных радиоактивных отходов разных стран обеспечивает рост технологичности, качества, экономичности и экологичности захоронения радиоактивных отходов как в нашей стране, так и по всему миру. В работе рассмотрены страны: Россия, Франция, США и Япония.

Жидкие высокоактивные радиоактивные отходы – класс техногенных ядерных отходов, которые образуются при эксплуатации предприятий атомной энергетики. Они содержат в себе 99% активности, образовавшейся в результате выгорания топлива в ядерном реакторе (более 107 кБк/кг для бета-излучающих и более 106 кБк/кг — для альфа-излучающих радионуклидов).

Основным способом утилизации жидких радиоактивных отходов является остекловывание после переработки, с последующим временным хранением и полным захоронением. Этот способ применяется в России, Японии и Франции.

В США применяется захоронение отработавшего ядерного топлива без предварительной обработки, что не экономично в ситуации нехватки энергетических ресурсов и не экологично [1].

Отличаются и способы захоронения России, Японии и Франции. Основа идентична, меняется вид хранения и захоронения отходов. Во всех странах различная глубина захоронения, размеры и строения хранилищ, способы упаковки отходов перед захоронением, заполняющие в хранилищах воздушное пространство вещества, системы борьбы с влагой (см. таблица 1). Это влияет на качество захоронения радиоактивных отходов и безопасность [2].

Выводы. 1. Проанализированы способы захоронения высокоактивных радиоактивных отходов разных стран.

2. Установлено, что они находятся на различных уровнях совершенствования по многим признакам.

3. Для изменения этой ситуации предложены рекомендации по переработке, хранению и захоронению ядерного топлива.

Таблица 1

Анализ захоронения радиоактивных отходов

<i>Страна</i>	<i>Глубина захоронения отходов, м</i>	<i>Вместимость хранения, м³</i>	<i>Система борьбы с влагой</i>	<i>Способ упаковки отходов</i>
Россия	75	нет данных	создается	в вертикальных скважинах, в толстостенных пеналах, с бентонитовым барьером
Франция	500	1000000	дренажная система, гравитационная система водосбора	в отсеки помещаются металлические канистры, каждый ярус заливает слой цемента, отсек закрывается бетонной плитой и крышкой
Япония	Более 300	19000	просыпки из гранита	остеклованные отходы помещают в металлический контейнеры, окруженные буфером из природного бентонита

Литература

1. Андрюшкин И.А., Юдин Ю.А. Обзор проблем обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом. - Саров: РФЯЦ ВНИИЭФ, 2010

2. Цебаковская Н.С., Уткин С.С., Капырин И.В., Медянцева Н.В., Шамина А.В. Обзор зарубежных практик захоронения ОЯТ и РАО - М.: Изд-во «Комтехпринт», 2015

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ НА РАДИОЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ ЗЕРНОВОГО ТОЧИЛЬЩИКА

*Дорн Ю.А., Лой Н.Н., Павлов А.Н.
ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

В современных технологических процессах обработки сельскохозяйственной и пищевой продукции, как правило, применяют химическую обработку, использование которой негативно сказывается на ее качестве и безопасности, сопряжено с загрязнением природной среды токсичными веществами, что в результате приводит к негативным последствиям для здоровья людей. Более перспективными технологиями обеспечения безопасности, повышения качества и снижения потерь сельскохозяйственной и пищевой продукции являются экологически безопасные радиационные технологии.

Целью исследований являлась оценка влияния гамма-излучения на жизнеспособность зернового точильщика.

Объектом исследования была яровая пшеница сорта «Рима», намеренно зараженная зерновым точильщиком в стадии имаго.

Зерно (10 г) помещали в пробирки и подсаживали по 10 особей зернового точильщика, затем облучали на стационарной промышленно-исследовательской гамма-установке ГУР-120 (ФГБНУ ВНИИРАЭ, Обнинск) с источником γ -излучения – изотопом кобальт 60 по схеме: 1) контроль (без облучения); 2) 100 Гр; 3) 200 Гр; 4) 300 Гр; 5) 400 Гр; 6) 500 Гр; 7) 600 Гр; 8) 700 Гр; 9) 800 Гр; 10) 900 Гр. Мощность дозы гамма-излучения составляла 500 Гр/ч. Для определения распределения поглощенной дозы по объему облучаемой продукции использовались дозиметры-свидетели в виде радиохромных пленок марки GafchromicHD-V2.

Учет количества жизнеспособных насекомых проводили ежедневно. В результате определена жизнеспособность табачного жука в зависимости от дозы облучения (рис. 1).

Установлено, что гамма-облучение зернового точильщика дозой 100 Гр приводит к 100%-ому его отмиранию на 22 сутки; дозами 200 и 300 Гр – на 19 сутки; 400 Гр – на 16 сутки соответственно. В диапазоне доз от 500 до 900 Гр полная гибель популяции наблюдалась на 11-13 сутки.

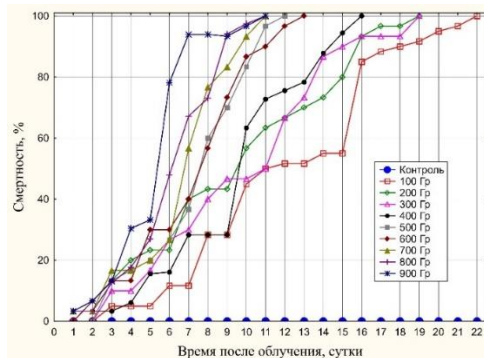


Рис. 1. Изменение жизнеспособности имаго табачного жука

Таким образом, показано, что наиболее эффективным для борьбы с зерновым точильщиком является гамма-облучение дозами от 500 до 900 Гр. Для дальнейшей разработки технологических режимов облучения сельскохозяйственной продукции с целью подавления численности насекомых-вредителей рекомендуется использование диапазона доз 500-600 Гр.

Литература

1. Лой Н.Н., Санжарова Н.И., Гулина С.Н., Чиж Т.В. Оценка влияния разных видов ионизирующих излучений на жизнеспособность зернового точильщика/ Ядерно-физические исследования и технологии в сельском хозяйстве Сборник докладов Международной научно-практической конференции. – Обнинск. ФГБНУ ВНИИРАЭ, 2020 – С. 166-169.

РАЗРАБОТКА ФИЛЬТР-КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ИОНОСЕЛЕКТИВНОЙ ОЧИСТКИ

*Бессонов И.А., Лезов А.Д., Чалпанов С.В., Смыков М.С.,
Скворцов Г.И., Ташлыков О.Л., Климова В.А.
Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург*

Образование радиоактивных отходов является специфической особенностью функционирования АЭС. Поэтому решение проблемы экологически безопасного обращения с радиоактивными отходами (РАО) наряду с обеспечением безопасной эксплуатации АЭС, является определяющим условием приемлемости атомной энергетики, как надежного источника, обеспечивающего устойчивое развитие человечества [1].

В процессе работы реакторных установок, дезактивации оборудования, помещений и спецодежды образуются жидкие радиоактивные отходы (ЖРО), которые представляют собой гомогенные или гетерогенные смеси в кислом или щелочном состоянии. Основными радионуклидами в кубовых остатках являются: ¹³⁴, ¹³⁷Cs в ионной форме; ⁶⁰Co, ⁵⁴Mn в форме комплексонов с соединениями, которые используются для дезактивации оборудования [2]. Одним из наиболее эффективных способов переработки ЖРО является ионоселективная очистка [3].

Важными требованиями при разработке оборудования для ионоселективной очистки является высокая эффективность использования сорбентов при извлечении радиоактивных изотопов из ЖРО. В существующих конструкциях фильтров по мере движения очищаемой среды эффективность фильтрации снижается.

Повысить эффективность использования объема фильтрующего материала можно при подаче очищаемой среды одновременно в несколько слоев сорбента. В качестве примера можно привести конструкцию устройства для очистки натрия от изотопов цезия «МАВР», которая использовалась на реакторах БН-350 и БН-600, в котором натрий подавался по четырем параллельным каналам в соответствующие слои сорбента [3].

В данной работе проведено компьютерное моделирование трех вариантов конструкций фильтр-контейнера для ионоселек-

тивной очистки, отличающихся как способами разделения потоков очищаемой воды, так и способами их подвода к слоям сорбента.

Моделирование режимов течения очищаемой среды в фильтроконтейнере проведено в пакете вычислительной гидродинамики SOLIDWORKS Flow Simulation.

Компьютерное моделирование позволяет понять особенности гидродинамических процессов, происходящих внутри ловушки. Полученные результаты экспериментов и моделирования могут быть использованы для оптимизации конструкции. Основной задачей является повышение эффективности процесса селективной очистки (подбор режима течения, формы и размеров гранул сорбента и т.д.).

Литература

1. Булатов В.И., Ташлыков А. О., Ташлыков О. Л. Сооружение комплекса переработки жидких радиоактивных отходов на Белоярской АЭС // Международный научный журнал Альтернативная энергетика и экология. 2020. № 25-27 (347-349). С.62-72.
2. Ташлыков О.Л., Кузнецов А.Г., Арефьев О.Н. Эксплуатация и ремонт ядерных паропроизводящих установок АЭС: – М.: Энергоатомиздат, 1995. Кн.1. -256 с.
3. Ремез В.П., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Иошин А.А., Кузнецов С.Б. Повышение Эффективности локализации радионуклидов кобальт-60 и цезий-137 из жидких радиоактивных отходов в решении проблемы обеспечения радиационной безопасности АЭС // Ядерная физика и инжиниринг. – 2016. – Т. 7. – № 2. – С. 129–137.
4. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяктов С.А., Ташлыков О.Л., Тигов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. В 2 ч. Ч. 1; под общ. ред. С.Е.Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. – Екатеринбург: УрФУ, 2013. – 548 с.

СОДЕРЖАНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ПОЧВЕ В ЗОНЕ ВЛИЯНИЯ НИФХИ ИМ. Л. Я. КАРПОВА

*Непогодина Я.В., Удалова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Радионуклиды природного происхождения (^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th и другие) содержатся в объектах окружающей среды, их излучение вносит вклад в радиационный фон планеты. Также в результате хозяйственной деятельности человека в окружающую среду поступают долгоживущие техногенные радионуклиды, например, ^{137}Cs [1].

Для оценки экологической безопасности ядерно опасных предприятий необходимо изучать закономерности поведения естественных и техногенных радионуклидов в прилегающих природных экосистемах. В отличие от объектов ядерной энергетики, воздействие на окружающую среду предприятий неэнергетического профиля (например, производящих радиофармпрепараты) изучено недостаточно. Одним из таких объектов является расположенный в г. Обнинске научно-исследовательский физико-химический институт им. Л.Я. Карпова (НИФХИ), в зоне влияния которого с 2018 г. проводится радиоэкологический мониторинг природной среды.

Целью данной работы является изучение содержания гамма-излучающих радионуклидов в почвах в зоне влияния производственной деятельности НИФХИ им. Л.Я. Карпова.

Пробы почвы были отобраны методом конверта в 19-ти точках санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения НИФХИ им. Л.Я. Карпова в июле 2020 г. Проведено исследование физико-химических свойств почв: гранулометрического состава, полной влагоёмкости, кислотности и удельной электропроводности. Определена удельная активность радионуклидов (^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K) в почве методом гамма-спектрометрии (НИЯУ МИФИ, г. Москва).

Согласно полученным данным, удельная активность естественных радионуклидов ^{40}K , ^{226}Ra и ^{232}Th и техногенного ^{137}Cs составляет $337,4 \pm 1,9$ Бк/кг, $13,3 \pm 0,1$ Бк/кг, $16,5 \pm 0,1$ Бк/кг и

4,0±0,1 Бк/кг соответственно, что полностью соответствует сведениям о типичном содержании данных радионуклидов в почвах Московского региона [2].

Анализ свойств почв на изучаемой территории показал, что они близки по гранулометрическому составу и могут быть отнесены к песчаным, супесчаным и легкосуглинистым, т.е. являются достаточно легкими и проницаемыми для радионуклидов.

Полная влагоёмкость почв находится в пределах от 32,8±2,1% до 41,7±1,0% и возрастает в ряду «песчаная» супесчаная» лёгкий суглинок», что может оказывать влияние на величину доступной растениям формы радионуклидов на разных участках изученной территории.

Отобранные пробы почвы обладают значениями рН в диапазоне 5,14–8,18 и варьируются от кислых до слабощелочных образцов. Известно, что при низких значениях рН среды может наблюдаться менее прочная фиксация радионуклидов в почве.

Удельная электропроводность почв (УЭП) коррелирует с ёмкостью катионного обмена, которая характеризует способность почвы сорбировать катионы радиоактивных элементов. Поэтому обнаруженные низкие значения УЭП (17,4–110,3 мкСм/см) в почвах вблизи НИФХИ могут также сигнализировать об их низкой сорбционной способности.

Таким образом, санитарно-гигиеническая обстановка на изучаемой территории полностью удовлетворяет требованиям радиационной безопасности, однако физико-химические свойства почв свидетельствуют о возможности перераспределения техногенных радионуклидов в экосистеме и формировании зон вторичной аккумуляции загрязняющих и радиоактивных веществ. Данные радиоэкологического мониторинга данного объекта могут быть использованы для оптимизации программ экологического и радиационного мониторинга окружающей среды.

Литература

1. Алексахин Р. М. и др. Поступление радионуклидов в растения из почвы. – М.: Экология, 1992. – С. 59–70.
2. Лашенцова Т., Зозуль Ю. Определение фонового содержания радионуклидов и тяжелых металлов в почве // Атомная энергия, 2006. - Т. 100, вып. 3. – С. 231-237.

КОНТРОЛЬ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПРЕПАРАТОВ НА ОСНОВЕ РАДИЯ-223

*Маренкова Е.А., Кузнецов М.С.
НИ ТПУ, г. Томск*

В настоящее время широко распространена радионуклидная терапия. Одним из перспективных для медицины изотопов является Ra^{223} . Растущий спрос на данный радионуклид требует новых методов получения радия. Важной задачей контроля качества произведенных радиофармпрепаратов является определение радионуклидной чистоты. Одним из неразрушающих методов контроля изотопного состава медицинских образцов может быть гамма-спектрометрия.

На различных стадиях изотопный состав вариативен и напрямую зависит от способов получения мишеней, вида и энергии бомбардирующей частицы, времени облучения и других параметров. На этапах облучения и разделения изотопов контроль по линиям Ra^{223} осложнен длительностью периода полураспада материнского Ac^{227} , однако возможен по пятиосновным пикам Ra^{227} . Контроль количеств накопленного Ra^{223} осуществим по его наиболее интенсивным пикам. В полученных образцах возможно присутствие материнских изотопов Th^{227} и Ac^{227} , а также других изотопов тория и актиния, накапливающихся в параллельно протекающих процессах при облучении мишеней. Идентификация Th^{227} возможна по двум основным пикам 236 кэВ и 256 кэВ. Оценка наличия Ac^{227} возможна по изменениям содержания Th^{227} в пробах. В случае примесного содержания изотопов Th^{228} , Th^{229} , а также других изотопов тория и актиния, накопление которых возможно в параллельно протекающих процессах при облучении мишеней, их контроль возможен аналогичным образом по наиболее интенсивным линиям тория и изменениям его количества. Кроме того, гамма-спектрометрия применима для идентификации в спектре пиков возможных продуктов деления, что является существенным преимуществом в сравнении альфа-спектрометрией.

Подбор оптимальным параметров анализа растворов на основе Ra^{223} выполнен на основании серии измерений из четырех измерений раствора дихлорида радия с активностью на дату первого измерения 692 кБк/мл. Измерения выполнены на полупроводниковом коаксиальном германиевом детекторе Canberra GC1518. Набор и обработка спектров выполнены в программном обеспечении Genie-2000. Подбор оптимальных параметров включал в себя выбор живого времени измерения, определение геометрии измерения, построение калибровочной кривой по эффективности, составление библиотек радионуклидов для качественного и количественного анализа, подбор параметров при анализе спектров.

Для минимизации погрешностей измерения калибровочные растворы должны быть максимально схожи с измеряемым образцом и обеспечивать точное описание требуемого для анализа энергетического диапазона, что на данный момент проблематично из-за низкой доступности требуемых для приготовления растворов радионуклидов. Таким образом, для первичного анализа образца калибровочная кривая построена в программном обеспечении LabSOCS. Геометрия измерения: пластиковый цилиндрический контейнер на расстоянии 90 мм от блока детектирования. Для качественного анализа образца составлена библиотека, содержащая линии Ra^{223} и его продуктов распада. При чувствительности поиска пиков 3 % все линии в спектре идентифицированы. Для количественного анализа Ra^{223} в растворах использованы только пики 144 кэВ и 154 кэВ, что позволило исключить влияние интерференции и недостаточной статистики. По результатам анализа средняя величина отклонения измеренных значений активностей Ra^{223} от рассчитанных, исходя из референтной активности, составила 24,6 %. Высокую величину отклонения можно объяснить необходимостью корректировки калибровочной кривой по эффективности.

ОПТИМИЗАЦИЯ СОСТАВА КОМПОЗИТНЫХ РАДИАЦИОННО ЗАЩИТНЫХ МАТЕРИАЛОВ

*Стругов Е.Д., Глухов С.М., Ташлыков О.Л., Ширманов И.А.
Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург*

Защита от ионизирующего излучения для персонала объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) всегда оставалась актуальной проблемой. Стоимость защиты современных ядерно-технических установок может достигать 20-30% стоимости сооружения.

Широкое применение ядерной энергии во многих областях промышленности, науке, медицине и актуализирует исследования по поиску новых высокоэффективных и нетоксичных материалов радиационной защиты.

Оптимизация состава радиационно-защитных материалов применительно к планируемым условиям облучения имеет значительный потенциал в реализации принципа оптимизации, т. к. экранирование источника ионизирующего излучения является одним из основных методов воздействия на радиационный параметр [1].

Для защиты от излучения применяют экраны, наполнителем которых являются материалы с большим атомным номером и высокой плотностью. В некоторых случаях для защиты используют барит, как добавку в строительные материалы, а также полимеры, органические и неорганические материалы.

В настоящее время разработан ряд радиационно защитных материалов (РЗМ), представляющих собой матрицу, включающую наполнитель в виде вещества. Например, РЗМ марки «Абрис РЗ», который представляет из себя композицию на основе полимерного связующего, наполнителя, пластификатора и технологических добавок [2].

Бетон, имеющий барит в составе, имеет больший коэффициент линейного ослабления и является более эффективным материалом для защиты от гамма-излучения по сравнению со стандартными бетонами.

Эффективность применения барита в составе бетона показала увеличения коэффициента линейного ослабления в среднем на

25 % для энергии 0,66 МэВ и на 29,8 % для энергии 1,25 МэВ соответственно.

Особое место среди экранирующих материалов занимают защитные стекла, которые обеспечивают одновременный визуальный контроль опасных зон и защиту от ионизирующего излучения. В настоящее время во многих странах актуализировались расчетно-экспериментальные исследования в области оптимизации состава защитных стекол. На кафедре атомных станций УрФУ ведется активное сотрудничество в этой области с зарубежными университетами. Коллаборация с учеными из Саудовской Аравии, Турции, Египта и других стран позволяет объединить научно-исследовательскую базу, интеллектуальные ресурсы и, соответственно, получать значимые научные результаты в более короткие сроки (например, [3], [4]).

С целью оптимизации состава радиационной защиты были исследованы некоторые природные материалы и отходы промышленного производства. Наиболее эффективным из исследуемых материалов для ослабления гамма-излучения оказался доменный гранулированный молотый шлак и циркониевый концентрат порошкообразный.

Литература

1. Михайлова А. Ф., Ташлыков О. Л. Пути реализации принципа оптимизации в радиологической защите персонала // Ядерная физика и инжиниринг. 2018, том 9, № 4, с. 393-401.
2. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Хомяков А.П., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Экспериментальное исследование защит от гамма-излучения органо-металлических композиций // Глобальная ядерная безопасность. 2015. № 2 (15). С. 49-55
3. Aladailah M.W., Tashlykov O.L., Shirmanov I.A., Strugov E.D., Marshdeh Mohammad W., Abdelmunem E.M., Eke Canel. Photon absorption capabilities of $\text{SiO}_2\text{-Na}_2\text{O-P}_2\text{O}_5\text{-CaO-MgO}$ glasses Radiation Physics and Chemistry 190 (2022) 109814
4. Tashlykov O.L., Sayyed M.I., Mahmoud K.A., Khandaker Mayeen Uddin, Bradley D. A., Vlasova S.G. Tailor made barium borate doped Bi_2O_3 glass system for radiological protection. Radiation Physics and Chemistry 187 (2021) 109558

ОЦЕНКА ФЕРТИЛЬНОСТИ ПЫЛЬЦЫ *BÚTOMUS UMBELLÁTUS*, ПРОИЗРАСТАЮЩЕГО В ЗОНЕ ХРОНИЧЕСКОГО РАДИОНУКЛИДНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ

*Суворова С.Ю., Астахина С.О., Волков Э.А., Козарь И.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Пыльцевой анализ — это метод оценки фертильности пыльцы, позволяющий определить репродуктивный потенциал растений. При проведении палиноиндикационных исследований обычно оценивается доля нормально развитой и дефектной пыльцы, так же могут определяться показатели метаболизма пыльцевых зерен [1]. Изменение фертильности может свидетельствовать о неблагоприятных внешних условиях среды и влиянии воздействия искусственных реагентов (химических веществ или облучения). Морфологические характеристики пыльцы могут быть использованы при изучении адаптации растений к стрессовым факторам условий среды и в селекционных работах.

Тест-объектом исследования был использован вид высшей водной растительности сусак зонтичный (*Bútomus umbellátus*). Образцы соцветий были отобраны в ходе водной экспедиции на участке реки Ипать в районе хронического радионуклидного загрязнения. Для определения фертильности пыльцевых зёрен использовали ацетокарминовый метод [2]. Анализировались препараты пыльников с 3-4 соцветий разных растений, отобранных на одной точке, по 10-15 экземпляров растений на каждую. Для каждой точки рассматривалось по 10 препаратов с подсчетом 50 полей зрения. Оценка статистической значимости различий проводилась по расчету критерия Манна-Уитни.

На рис.1. показано, что фертильность пыльцы варьирует в диапазоне 50-80%. Значимое снижение фертильности отмечено в точке 6.

Сниженный показатель фертильности установлен в точке 6, расположенной в близости рабочего посёлка и прохождения железнодорожных путей. Для точной оценки влияния антропогенного воздействия на фертильность растений необходимо прове-

сти более обширное обследование, так как репродуктивный потенциал популяции определяется большим количеством факторов среды обитания [3].

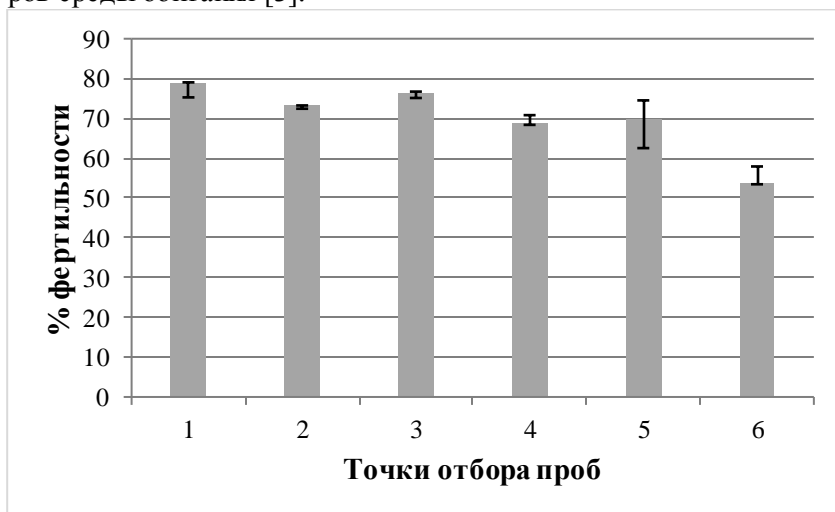


Рис. 1. Фертильность пыльцы *Bútomus umbellátus* (%): 1 - Ущерпье; 2 - Халеевичи; 3 - Катичи; 4 - Старые Бобовичи; 5 - Перевоз; 6 - Вышков.

Литература:

1. Н.А. Елькина, Е.Е. Карпова, Возможности применения палиноиндикационного метода для исследования состояния окружающей среды// Сборник материалов 5 Международной научно-практической конференции Евразийского Научного Объединения "Стратегии устойчивого развития мировой науки", - Москва, 2015.
2. З.П. Паушева. Практикум по цитологии растений.- М: Агропромиздат, 1988
3. Т. А. Горшкова, А.А. Удалова и др. Биоиндикация состояния природной среды в районе расположения дальневосточного центра по обращению с радиоактивными отходами// Ядерная энергетика (Известия вузов), - Обнинск, 2014.

ПРЕДКЛИНИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИОБИОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ПУЧКА НЕЙТРОНОВ С ЭНЕРГИЕЙ 14-15 МЭВ

*Корякина Е.В.¹, Трошина М.В.¹, Потетня В.И.¹, Пичкунова А.А.²,
Лычагин А.А.¹, Соловьев А.Н.¹, Корякин С.Н.¹*

¹ Медицинский радиологический научный центр им. А.Ф. Цыба – филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России, г. Обнинск

² ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Эффективность применения лучевой терапии в значительной степени зависит от исходной радиорезистентности опухолевых клеток. В условиях недостатка кислорода клетки опухоли проявляют устойчивость к действию ионизирующих излучений, что приводит к снижению результативности лечения. Успешное применение плотнoионизирующих видов излучения для преодоления гипоксической радиорезистентности клеток опухоли возвращает интерес к терапии быстрыми нейтронами. В настоящее время на базе экспериментального сектора МРНЦ им. А.Ф. Цыба, осуществляется проект по разработке и клинической апробации установки для нейтронной терапии.

В представленной работе приведены результаты предклинических исследований, полученных в ходе изучения воздействия пучка быстрых нейтронов на клетки китайского хомячка.

Эксперименты проводили на нейтронных генераторах импульсного (ИНГ-031) и непрерывного действия (НГ-14) в условиях протонного равновесия и его отсутствия. Средняя энергия нейтронов составляла ~ 14,5 МэВ, частота следования импульсов – 50 Гц, диапазон доз – 1-6 Гр. Биологические эффекты нейтронного излучения оценивали по жизнеспособности клеток китайского хомячка трех линий: СНО-К1 (клетки яичника), V-79 (фибробласты) и В14-150 (фибросаркома). Методики культивирования клеток до и после облучения и статистической обработки результатов подробно описаны в [1].

Дозовые зависимости выживаемости клеток при действии импульсного и непрерывного нейтронного излучения в условиях протонного равновесия и его отсутствия в исследуемом диапазоне доз являются линейными, при этом статистически значимых различий между импульсным и непрерывным воздействием не выявлено. Значения коэффициентов ОБЭ нейтронов (при уровне выживаемости клеток 10%) в условиях протонного равновесия составили 1,7 (СНО-К1), 2,0 (V-79) и 2,2 (B14-150), в его отсутствии – 2,8 (СНО-К1, V-79, B14-150).

В исследованиях восстановления клеток от индуцированных в них нейтронами повреждений установлено, что при действии в условиях равновесия вторичных частиц период полувосстановления повреждений составляет около 1 ч, полностью клетки восстанавливаются через 4-6 ч, в то время как в неравновесных условиях восстановления клеток не происходит. Указанные закономерности проявлялись как при однократном воздействии нейтронов, так и при фракционировании суммарной дозы нейтронов на две равные части.

Наблюдаемые различия в биологическом эффекте нейтронов для условий протонного равновесия и его отсутствия обусловлены различными вкладами в дозу вторичных частиц с разными значениями ЛПЭ. Если в равновесных условиях основной вклад в дозу дают вторичные протоны (70%, среднедозовая ЛПЭ_д ≈ 20 кэВ/мкм), то в условиях отсутствия равновесия – ядра С, N, O и α-частицы (≈ 460 и 130 кэВ/мкм соответственно), которые индуцируют в клетках трудно- или нерепарируемые повреждения.

Таким образом, полученные результаты свидетельствуют о высокой биологической эффективности нейтронов с энергией 14–15 МэВ, что делает перспективным их применение в лучевой терапии радиорезистентных опухолей.

Литература

1 Корякина Е.В., Потетня В.И., Трошина М.В. и др. Сравнение биологической эффективности ускоренных ионов углерода и тяжелых ядер отдачи на клетках китайского хомячка // Радиация и риск. – 2019. – Т 3. – № 3. – С. 96-106.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИОПРОТЕКТОРНЫХ СВОЙСТВ ПРЕПАРАТОВ

*Муфтеева А.Р., Комарова Л.Н.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Ионизирующее излучение используется при лечении широкого спектра злокачественных новообразований. При этом, воздействие радиации на нормальные ткани может привести как к острой, так и к хронической токсичности, что делает невозможным проведение намеченной терапии, ряду симптомов и снижению качества жизни. Для уменьшения повреждений нормальных тканей, вызванных излучением, часто используют радиопротекторы, которые часто обладают антиоксидантными свойствами [1], и для эффективности должны присутствовать до или во время облучения. В настоящее время поиск новых радиопротективных препаратов является актуальной задачей радиофармацевтики.

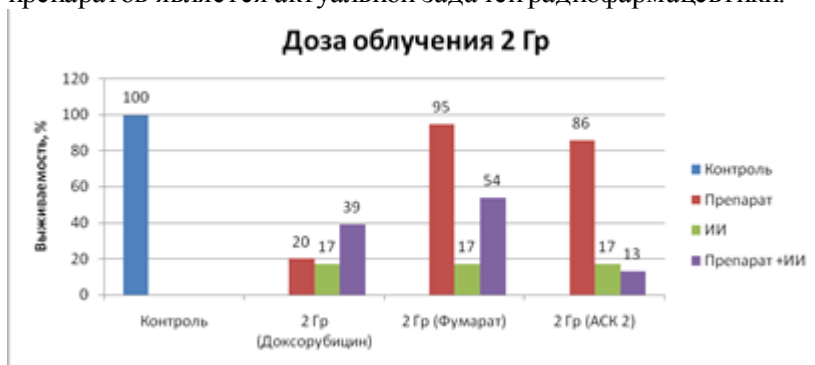


Рис.1. Влияние препаратов на выживаемость МСК, при дозе облучения 2 Гр

В нашем исследовании проводилось исследование возможных радиопротективных свойств у двух препаратов – фумаровой кислоты и инновационного препарата с шифром АСК. Оценка радиопротекторных свойств препаратов проводилась на культуре мезенхимальных стволовых клеток человека. Клетки подвергали облучению гамма-лучами Co-60 (мощность дозы 0,9 Гр/мин) в сочетании с препаратами и инкубировали в течение 10

суток. После инкубации был осуществлен подсчет колоний и оценена выживаемость.

Данные получены в ходе исследования представлены на рисунке 1. Видно, что при облучении клеток в дозе 2 Гр, их выживаемость составила 17%, тогда как при совместном действии фумаровой кислоты в концентрации (0,01 мг/мл) – выживаемость стволовых клеток была 54%, что свидетельствует о защитном действии данного вещества. Препарат АСК не показал возможных радиопротективных свойств.

Полученные результаты позволят провести дальнейшие исследования на выявление возможных радиопротективных свойств фумаровой кислоты.

Литература

1. G. Mun., S. Kim., E. Choi., Ch. Kim and Y-S Lee. Pharmacology of natural radioprotectors //Archives of Pharmacal Research. 2018.V.41. P.1033-1050.

ВОЗДЕЙСТВИЕ ИЯУ МАЛОЙ МОЩНОСТИ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

*Картошкина А.В.¹, Кочнов О.Ю.², Кузнецов Н.В.², Пахолик Д.А.²,
Фомичев В.В.²*

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск

Каково воздействие ИЯУ малой мощности в нормальных и нестандартных условиях, можно ли уменьшить негативное воздействие на окружающую среду и какие меры принимаются для обеспечения безопасности на таких ядерных объектах? Подобные вопросы широко рассмотрены для атомных электростанций, но для ИЯУ малых мощностей такой информации нет. Учитывая большое количество ИЯУ малой мощности с уникальными спецификами по всему миру, необходимо осветить данные вопросы, которые будут рассмотрены в докладе на примере АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова».

АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» является крупным поставщиком радиофармпрепаратов и изотопов медицинского назначения.

В институте разработано более 20 видов радиофармпрепаратов (в том числе уникальных). Для наработки радионуклидов, на основе которых производятся РФП, используется исследовательский ядерный реактор ВВР-ц. Максимальная тепловая мощность реактора ВВРц составляет 15 МВт.

Радиационная безопасность окружающей среды считается обеспеченной, если соблюдаются основные принципы радиационной безопасности (обоснование, оптимизация, нормирование) и требования радиационной защиты, установленные Федеральными законами РФ, действующими нормами радиационной безопасности и санитарными правилами [1].

Целью работы является проведение анализа воздействия ИЯУ на примере АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» на окружающую среду за последние 10 лет. В рамках работы оценена динамика радиационного воздействия на окружающую среду в санитарно-защитной зоне (СЗЗ) и зоне наблюдения (ЗН), и корреляция этого воздействия с объемом производства на предприятии.

Для анализа были выбраны следующие контролируемые радиационные параметры:

- общая бета - активность в поверхностном слое почвы;
- объёмная активность снега;
- объёмная активность растительности;
- мощность амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) фотонного (гамма) ионизирующего излучения;
- объёмная активность изотопов йода в приземном слое атмосферы.

Значения радиационных параметров взяты из «Отчетов по экологической безопасности АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» [2] и Ежегодников «Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств» [3], выпускаемая НПО «Тайфун», за рассматриваемый период времени.

По итогам работы будет представлен прогноз радиационного воздействия на окружающую среду на ближайшие 5 лет, а также показан «План мероприятий», разработанный для уменьшения негативного воздействия на окружающую среду, который можно будет использовать как в частном случае для АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», так и для установок ИЯУ малой мощности со схожими спецификами производства.

Литература

1. СП 2.6.1.2612–10 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ–99/2010). Введены в действие приказом Главного государственного санитарного врача РФ от 26.04.2010 №40. Электронный ресурс: https://orfi.ru/files/doc/uchcenter/osporb_2612612-10.pdf (Дата доступа 05.11.2021).

2. Отчет по экологической безопасности АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», Обнинск, АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова». Электронный ресурс: <http://www.karpovpc.ru/index.php/ekologiya> (Дата доступа 05.11.2021).

3. Ежегодник «Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств», Обнинск, НПО «Тайфун». Электронный ресурс: <https://www.rpatyphoon.ru/products/pollution-media.php> (Дата доступа 08.11.2021).

MEASUREMENT OF RADON CONCENTRATION IN SELECTED HOUSES IN SOME PART OF NIGERIA

*Ifayefunmi O.S., Synzynys B.I.
IATE MEPHI, Obninsk*

Radon (Rn) is a unique natural element which has no taste, colour, smell and chemically nonreactive radioactive gas. It has been estimated that inhalation of short-lived Rn progeny accounts for more than half of the effective dose from natural sources [1]. There is no specific regulation or safe limit value in Nigeria concerning indoor ^{222}Rn levels in either homes or workplaces. Therefore, it is necessary to take measurement with the RADEX MR107 radon detector to measure ^{222}Rn levels inside homes. RADEX MR107 radon detector was produced by Quarta Rad Company in Russia. Hence, the aim of this study is to investigate the concentration of ^{222}Rn in homes from Northern (Abuja) and Southern part (Lagos and Ibadan) of Nigeria, and the results will be used to estimate the annual effective dose for the homes dwellers. The annual absorbed dose and effective dose was calculated using equation 1 and 2.

$$D (Gy) = C_{Rn} D_c F H T \tag{1}$$

$$E (mSvy^{-1}) = D W_R W_T \tag{2}$$

where D is the annual absorbed dose ($mSvy^{-1}$); C_{Rn} is the radon concentration (Bqm^{-3}); D_c is the dose conversion factor ($9.0 \times 10^{-6} mSvh^{-1}$ per Bqm^{-3}); F is the equilibrium factor (0.4); T is hours in a year (8760); H is the occupancy factor (0.4). E is the annual effective dose; D is the annual absorbed dose ($mSvy^{-1}$); W_R is the radiation weighting factor for alpha particles (20); W_T is the tissue weighting factor for the lung (0.12).

Result

Table 1

Indoor radon concentration in Nigeria

Day	Morning Rn Bqm^{-3}	Annual Absorbed dose, Gy	Annual effective dose, ($mSvy^{-1}$)	Afternoon Rn Bqm^{-3}	Annual Absorbed dose (Gy)	Annual effective dose ($mSvy^{-1}$)
1.0	50.00	0.63	1.51	73.00	0.92	2.21
2.0	63.00	0.79	1.91	72.00	0.91	2.18
3.0	68.00	0.86	2.06	75.00	0.95	2.27
4.0	34.00	0.43	1.03	59.00	0.74	1.79
5.0	31.00	0.39	0.94	43.00	0.54	1.30
6.0	34.00	0.43	1.03	38.50	0.49	1.17
7.0	31.30	0.39	0.95	42.00	0.53	1.27
8.0	30.00	0.38	0.91	47.00	0.59	1.42
9.0	30.00	0.38	0.91	51.50	0.65	1.56

Table 1 shows the average annual effective dose obtained for the study areas is above 1 ($mSvy^{-1}$) the world average value for normal background radiation.

References

1. UNSCEAR, 1993. United Nations scientific committee on the effects of atomic radiation. Sources and effects of ionizing radiation. Report to the General Assembly with annexes, United Nations, New York.

ОСОБЕННОСТИ НАКОПЛЕНИЯ Cs^{137} ВЫСШИМИ ВОДНЫМИ РАСТЕНИЯМИ В ЗОНЕ ХРОНИЧЕСКОГО РАДИОНУКЛИДНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ

*Козарь И.А., Рассказова М.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Основной путь поступления радионуклидов в почвенно-растительный комплекс – выпадение на поверхность земли в составе атмосферных осадков. После этого, радионуклиды частично остаются в почве, а также на ее поверхности, а частично могут остаться на поверхностях растений. Однако, основное количество радиоактивных веществ попадает в почву, где может аккумуляроваться, включаться в биогеохимические циклы миграции [1].

Целью данной работы являлось выявление референтной группы водных и околоводных растений и изучение особенностей накопления радионуклидов Cs^{137} высшими водными растениями в условиях радиационного загрязнения.

Исследования проводились в 2012-2021 гг. на участке р. Ипуть Брянской обл., пострадавшей в результате аварии на ЧАЭС. Сравнительный анализ удельной активности Cs^{137} в пробах почв береговой зоны представлен на рисунках 2-4. Наименьшие значения удельной активности Cs^{137} отмечены в образцах грунта, отобранных в д. Ипуть (150 Бк/кг \pm 9%) и д. Поконь (460 Бк/кг \pm 9%). Во всех других точка удельная активность ^{137}Cs в образцах грунта на протяжении маршрута на р. Ипуть не отражает заметную динамику снижения уровня загрязнения по течению реки с истечением времени (2012-2019 гг.).

Проведенный анализ данных на содержание Cs^{137} в почвенных образцах показал, что загрязнение почвенного покрова бассейна реки Ипуть носят неравномерный характер. Известно, что Cs^{137} в отличие от Sr^{90} прочно фиксируется почвенными грунтами и донными отложениями, в слабой степени из них вымывается.

Показано, что наибольшими коэффициентами накопления (Кн) Cs^{137} характеризуются макрофиты *Potamogeton lucens* L.

(0,75-1,425), и *Potamogeton perfoliatus* L. (0,249-3,236). Учитывая индикаторные свойства видов и их способность к аккумуляции ионов металлов[2], а также радионуклиды, представляется возможным рассматривать их в качестве претендентов на референтную биоту.

Sparganium erectum L. (Кн: 199 – 1,128) выбран по причине его высокой встречаемости и способностью образовывать большие формации на низинных берегах реки, рекомендован в качестве референтного вида для водоемов Полесья, расположенных в зоне отчуждения ЧАЭС[3]. В научных публикациях показано, что основной вклад во внутреннюю дозу ежеголовника прямого вносит Sr^{90} . Поэтому вопрос о выборе этого вида в качестве референтного требует дополнительных исследований по накоплению Sr^{90} .

Литература

1. Дьяченко, Т.Н. Макрофиты водоема-охладителя Чернобыльской АЭС и накопление ими радионуклидов / Т.Н. Дьяченко, В.В. Беляев, В.Г. Кленус, О.И. Насвит // Материалы VI Всероссийской школы-конференции по водным макрофитам «Гидробиотаника – 2005» – Рыбинск: ОАО «Рыбинский Дом печати», 2006-282 с.

2. Борисова Г.Г. и соавт. Накопление тяжелых металлов в листьях погруженных в воду гидрофитов (*Elodea canadensis* Michx. И *Potamogeton perfoliatus* L.) и их реакция на воздействие сточных вод металлургического завода // Биология внутренних вод. 2017. Т.10. №. 2. С.176-181.

3. Шевцова Н. Л. и др. Формирование мощности поглощенной дозы на *Helophyta* Чернобыльской зоны отчуждения. – 2015.

RADON IN UNDERGROUND WATERS (SPRING WATER) AROUND OBNINSK

*Yeboah Knight Anokwah, Rostchenko V.A., Romantsova I.V.,
Synzynyz B.I.
IATE MEPHI, Obninsk*

The IAEA radiation safety standards declare that the Earth's population receives the main radiation exposure from the natural radiation

background (from 70% to 90% of the total radiation dose. The main contribution to the radiation dose from natural sources is the Alpha radiation of radon. To date, many studies have been carried out to determine radon in the air of residential and educational premises. The escalation (release) of radon into the atmospheric air occurs from the depths of the Earth through the soil and groundwater sources. Therefore, it is important to know the radon content in water.

In recent years, there are studies to determine the radioactivity of radon in water from underground sources. This is due to the appearance of available samples for determining the radon content in water

The Alfarad plus radon detection device as shown in fig.1 was developed by the Doza company and is intended both for the determination of radon in the air of residential premises, as well as in water.



Fig. 1. Alfarad plus device for the determination of radon in air and water

The purpose of this work was to develop a methodology for determining radon in groundwater sources and Obninsk (springs), and water from centralized water supply.

Water samples from the springs were taken the day before 20-24 hours before the determination. The experiments used water from springs located on the northern and southern outskirts of the city of Obninsk in deep ravines with a depth of 10m, temperature 4-5°C and in the laboratory at the Department of Nuclear Physics IATE control, N₁ -spring - "holy spring" in the city of Zhukov, Kaluga region,

spring - N₂- source in the ravine near the stadium in the city of Obninsk, spring - N₃ -at the village of Novo - Mikhailovskoye on the northern borders of Obninsk, spring - N₄ -source in the deep outskirts in the forest near the so-called Konchalovsky's cottages.

The determination of radon content was carried out on the Alfarad apparatus at the Department of Nuclear Physics of the IATE according to the instructions developed by the Doza company. The determination was carried out twice.

After the measurement was completed, the obtained value of radon V.A in water is displayed on the screen, calculated using the ratio:

$$Q_w = Q \cdot \left(\alpha + \frac{V_2}{V_1} \right) \cdot e^{(\lambda_{Rn} \cdot t)}$$

Q - measured volume activity of radon in the sample, Bq/m³

V₂ - the volume of the measuring chamber, V₂=0.94L

V₁ - the volume of the water sample taken into the sampler, V₁=0.046L

t - the time elapsed from the end of the water sample to the beginning of the measurement, t = t₂- t₁

λ_{Rn} - decay constant ²²²Rn, min⁻¹, λ=1,26×10⁻⁴ min⁻¹

the solubility coefficient of radon in water, α=0.25

The results from the measurements and calculation are shown below in table 1.

Table 1

Volumetric Activity of Rn from measurements

Sample	Q(Bq/L)	Qw(Bq/L)
N ₀	2 ± 0	42,5
N ₁	277 ± 64	6766,5
N ₂	401 ± 105	9795,5
N ₃	118 ± 57	2890,5
N ₄	4 ± 0,5	98,0

It follows from the presented results that the specific content of radon varies greatly among themselves and the smallest amount is presented as for tap water, which, like spring water, is extracted from underground sources and has a long path to IATE. The low content of radon in the water of the N₄ spring from deep underground layers is not yet explicable. The high content of radon in the water of the N₂

spring flowing from under the residential area may be due to the presence of pollutants that contribute to the leaching of radon precursors from the underlying rocks.

References

1. IAEA. International Atomic Energy Agency. 1998-2020 IAEA. URL: <https://www-ns.iaea.org/downloads/rw/about-radiation-safety.pdf> (Access date: 2.11.2021).
2. Alpharad manual. 2020. URL: https://ntm.ru/UserFiles/File/document/ION/Aplus/Alpharad_manual.pdf (Access date: 20.10.2021).

ОСОБЕННОСТИ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ВОДНЫХ БЕСПОЗВОНОЧНЫХ В ЭКОСИСТЕМЕ Р. ИПУТЬ, РАСПОЛОЖЕННОЙ В ЗОНЕ ХРОНИЧЕСКОГО РАДИОНУКЛИДНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ

*Лапенко А.К., Рассказова М.М., Савоненкова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В результате загрязнения водоемов происходит снижение биологического разнообразия и меняется структура зооценозов. Важным показателем устойчивости биогеоценоза является разнообразие видов, вовлеченных в многочисленные взаимоотношения. Один из наиболее используемых в мире методов биологической оценки качества воды является расчет индекса Вудивисса по совокупности донных беспозвоночных и наличию индикаторных групп [1].

Материалом для исследования стали пробы макрозообентоса, зафиксированные в реке Ипать (Брянская область), в районах, пострадавших от радионуклидного загрязнения (табл. 1).

Наибольшим биоразнообразием отмечено т.№3 (16 видов), наименьшим – т.№4 и т.№ 5 (6 видов). Анализ проб, отобранных на участке Ущерпье-Вышков р. Ипать, позволил определить наиболее встречаемые виды (доминирующие) и редко встречаемые. К видам доминирующей группы относятся *Viviparus contectus*, *Heptagenia Sp.*, *Sympesma sp*, *Herpobdella octoculata*,

Plea minutissima. Индекс Вудивисса, рассчитанный на основе полученных данных показывает 6–9, что свидетельствует о том, что воды реки Ипать являются чистыми. В точках с низким биоразнообразием зафиксировано ярко выраженное доминирование отдельных групп особей: *Herpobdella octoculata*.

Таблица 1

Доминирующие и редко встречаемые группы беспозвоночных

№ точки	Точка маршрута	Доминирующие таксоны	Редко встречаемые таксоны
1	Ущерпье	<i>Anisus spirorbis</i>	<i>Chironomidae</i>
2	Халевичи	<i>Unio Pictorum</i>	<i>Nepa cinerea</i>
3	Катичи	<i>Viviparus contectus</i>	<i>Pisidium amnicum</i>
4	Старые Бобовичи	<i>Heptagenia sp.</i> (личинки)	<i>Ranatra linearis</i> <i>Chironomidae</i> (личинки)
5	Перевоз	<i>Herpobdella octoculata</i>	<i>Hydrachna geographica</i> <i>Agrion</i> , <i>Glossiphonia complanata</i>
6	Вышков	<i>Viviparus contectus</i>	<i>Gomphus vulgatissimus</i>

Таким образом, выявленные виды являются типичными для водотоков, многие из них составляют референтную биоту, по индикаторным характеристикам можно судить о степени экологического риска.

Литература

1. О. П. Мелехова, Е. И. Егорова, Т. И. Евсеева и др. Биологический контроль окружающей среды: биоиндикация и биотестирование: учеб. пособие для студ. высш. учеб. заведений— М.: Издательский центр «Академия», 2007. — 288 с.
2. Гуменюк Д. В., Новикова Е. В., Рассказова М. М. Оценка видового разнообразия макрозообентоса на участке реки Ипать в районе радионуклидного загрязнения //Биосистемы: организация, поведение, управление. – 2017. – С. 53-53.

СЕКЦИЯ VI
ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ И ИНФОРМАЦИОННЫЕ
ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЙ
КОМПЬЮТЕРНОЙ ТОМОГРАФИИ ОРГАНОВ ГРУДНОЙ
КЛЕТКИ С ПРИЗНАКАМИ COVID-19, С ПОМОЩЬЮ
МЕТОДОВ КОМПЬЮТЕРНОГО ЗРЕНИЯ

Котов С.А., Старков С.О.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В последнее время, в качестве средств компьютерной диагностики, широкую популярность приобретают элементы из области компьютерного зрения. Целью данной работы является разработка программных средств, позволяющих автоматически анализировать снимки компьютерной томографии (КТ) органов грудной клетки с признаками COVID-19, на предмет его наличия и расположения на снимке. Медицинские изображения были предоставлены и размечены в отделениях лучевой диагностики лечебных учреждений города Москвы в период с 01.03.2020 по 25.04.2020 и представляли собой результаты компьютерной томографии органов грудной клетки с рентгенологическими признаками вирусной пневмонии (COVID-19), а также без признаков (норма) [1]. Исследуемым объектом стал — COVID-19.

Пациентам с подтверждённым COVID-19 делают КТ лёгких. Данная процедура делается одини более раз, поскольку в первый раз нужно оценить уровень поражения в процентах и в зависимости от кватриля степени поражения определяется дальнейшая схема лечения, и они разительно отличаются. Также еще одной сложностью является тот факт, что точность диагностики уровня поражения COVID-19 экспертами «на глаз» высока на границах 0–30 % и 70–100 %. В диапазоне 30–70 погрешность очень высока, и присутствует практика, что кто-то из рентгенологов, как правило, завышает процент поражения на глаз, а кто-то занижает.

Средством же для реализации определения повреждённой ткани лёгких и подсчёту доли их объёма к общему лёгких послужила технология компьютерного зрения – технология, позволяющая производить детекцию и классификацию объектов [2]. Сама по себе, как научная дисциплина, она относится к тематике обработки изображений, а в технической составляющей ее применяют в системах управления промышленными процессами и в последнее время очень популярны подобные системы в построении дополненной реальности.

Основные результаты анализа, полученные в результате обработки программы, представлены на рис. 1.

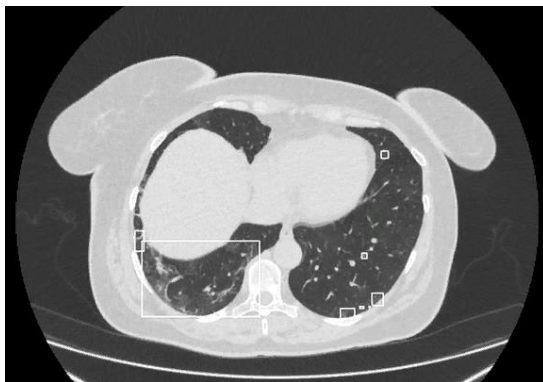


Рис.1. Срез КТ с зонами «матового стекла»

Из рисунка видно, что модель выделила предполагаемые очаги поражения COVID-19. Возможность дальнейшего развития текущего программного продукта заключается в улучшении точности результатов и обучение более разнообразным очагами поражения вируса.

Литература

1. Morozov, S.P., Andreychenko, A.E., Pavlov, N.A., Vladzimirsky, A.V., Ledikhova, N.V., Gombolevskiy, V.A., Blokhin, I.A., Gelezhe, P.B., Gonchar, A.V. and Chernina, V.Y., 2020. MosMedData: Chest CT Scans With COVID-19 Related Findings Dataset. arXiv preprint arXiv:2005.06465.

2. Л. Шапиро, Дж. Стокман. Компьютерное зрение. — М.: Бином. Лаборатория знаний, 2006. — 752 с.

РОЛЬ ЦИФРОВИЗАЦИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В РАМКАХ ГЛОБАЛЬНОГО ЭНЕРГОПЕРЕХОДА

*Семенова Д.Ю., Харитонов В.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Предстоящий переход к низкоуглеродной экономике для ядерной энергетики является одновременно и возможностью усилить позиции среди прочих составляющих топливно-энергетического комплекса, и вызовом для реализации требуемого объема проектов по сооружению АЭС в условиях ограниченности ресурсов.

Цифровая трансформация стала общепризнанным локомотивом повышения эффективности и конкурентоспособности бизнеса. Особенности проектов по сооружению АЭС являются большой период планирования, высокая концентрация трудовых ресурсов, высокая связанность и параллельность бизнес-процессов. При этом процессы проектирования, инжиниринга и сооружения АЭС являются определяющими для конкурентоспособности энергетического проекта. Эффективность данных процессов влияет на основные инвестиционные показатели проекта, в том числе на капитальную стоимость, сроки сооружения и показатели эксплуатации АЭС. В этой связи мероприятия по повышению управляемости цифровизацией ядерной энергетики и оценке ее эффективности приобретает огромное значение для предприятий атомной промышленности [1].

Работа посвящена определению критериев эффективности цифровизации процессов проектирования и сооружения АЭС в условиях глобального энергоперехода.

Для этого были проанализированы технико-экономические показатели проектов по сооружению АЭС как в отечественной, так и зарубежной практике. Проведен анализ данных по инцидентам, возникающих в процессе эксплуатации АЭС. Показано,

что 75% инцидентов, связанных с нарушением работы оборудования, относятся к ошибкам на этапе проектирования [2]. Данный факт существенно влияет на конкурентоспособность АЭС среди проектов энергетики в связи с высокой чувствительностью к простоям оборудования (1 день простоя АЭС = 1 млн долл.).

В результате проведенного анализа в качестве критериев эффективности цифровизации предлагается использовать оценку ее влияния на сроки реализации, капитальную стоимость проектов по сооружению АЭС и снижение рисков на этапе эксплуатации, которые также имеют экономическую составляющую.

Литература

1. V. V. Kharitonov, D. Yu. Semenova, E. V. Akinfeeva «Investment Performance Predictions in the Digitization of Nuclear Energy», ISSN 1075-7007, Studies on Russian Economic Development, 2021, Vol. 32, No. 6, pp. 662–667, 2021.
2. Nuclear Power Plant Operating Experiences from the IAEA/NEA Incident Reporting System 2015-2017, OECD, NEA №7482, 2020.

ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИЙ ВИДЕОАНАЛИТИКИ ДЛЯ КОНТРОЛЯ ПРОЦЕССА РАСТРЕСКИВАНИЯ ГРАФИТОВЫХ БЛОКОВ КЛАДКИ НА ЭНЕРГОБЛОКАХ АЭС

*Теплякова А. Р., Старков С. О.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

С течением времени в процессе эксплуатации реактора графитовые блоки изнашиваются, их свойства изменяются из-за взаимодействия с радиационной средой и теплоносителем реактора. Это может приводить к возникновению трещин в графитовых блоках, представляющему собой важное явление, способное привести к необратимым последствиям. К этому процессу уже несколько десятилетий приковано внимание не только представителей атомной промышленности, но и учёных по всему миру [1, 2].

В 2011-2012 гг. на энергоблоке №1 Ленинградской АЭС было зафиксировано развитие процесса растрескивания графитовых блоков кладки. В 2012 году это привело к искривлению каналов, характеризующемуся значениями, близкими к предельно допустимым, из-за чего его дальнейшая эксплуатация без принятия необходимых мер стала невозможной. На энергоблоке №3 АЭС Hunterston B в 2019 году было обнаружено около 370 микротрещин (это соответствует наличию трещины примерно на каждом десятом графитовом блоке в активной зоне реактора) при установленном допуске, соответствующему 350 трещинам. На рисунке 1 показаны снимки, продемонстрированные энергетической компанией EDF по результатам плановой диагностики состояния АЭС Hunterston B. Трещина, заметная на левом снимке, имеет ширину 1.1 мм (состояние топливного канала на 2017 год), на правом – 2.9 мм (тот же участок, но уже в 2018 году).



Рис. 1. Снимки поверхности графитового топливного канала АЭС Hunterston B

В настоящий момент детекция трещин в графитовых блоках осуществляется специалистами путём визуальной оценки видеоданных, получаемых со специальных камер. Такой подход характеризуется серьёзным влиянием человеческого фактора, повышающим вероятность возникновения ситуаций, при которых некоторые трещины могут быть не обнаружены. Отсюда можно сделать вывод о целесообразности создания системы видеодиагностики для осуществления детекции трещин в графитовых блоках. Примером применения подобной системы для осуществления плановых проверок состояния АЭС может служить система, разрабатываемая в Университете Пердью [3]. Она использует искусственный интеллект для обнаружения трещин на видеозаписях с ядерных реакторов (в условиях подводной съёмки) и представляет собой технологию инспекции, которая поможет снизить

вероятность возникновения аварии и затраты на техническое обслуживание АЭС.

Что касается подходов, которые могут быть применены при создании такого рода систем, можно выделить классические методы компьютерного зрения (морфологические операции, детекция краёв, изменение интенсивности, анализ текстуры) и методы, основанные на глубоком обучении. Применение одного из перечисленных методов или комбинации нескольких из них зависит от качества видеоданных, на которое оказывают влияние размеры снимаемых участков поверхности, освещенность, разрешение камер, а также наличие дополнительных факторов.

Литература

1. M. G. Devereuxa, P. Murraya, G. M. Westa, «A New Approach for Crack Detection and Sizing in Nuclear Reactor Cores»// Nuclear Engineering and Design, - 2020.

2. Слободчиков А.В., Европин С.В. и др, «Моделирование формоизменения и растрескивания графитовых блоков кладки РБМК-1000 в условиях стесненного деформирования»// Атомная энергия. – 2020. - № 4. – С. 210-215.

3. F. Chen and M. R. Jahanshahi, «NB-CNN: Deep Learning-Based Crack Detection Using Convolutional Neural Network and Naïve Bayes Data Fusion»// IEEE Transactions on Industrial Electronics, vol. 65, no. 5, pp. 4392-4400, May 2018.

ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИЙ КОМПЬЮТЕРНОГО ЗРЕНИЯ ДЛЯ ДЕФЕКТОСКОПИИ В МЕТАЛЛУРГИЧЕСКОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Теплякова А.Р.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Металлургия представляет собой одну из важнейших отраслей промышленности в России. Дефекты, возникающие на поверхностях металлических изделий в процессе их производства, оказывают серьезное влияние на качество конечной продукции и безопасность её целевого использования. Поэтому для ведущих

металлургических предприятий одним из приоритетных направлений развития является создание и усовершенствование технологий, позволяющих выявлять дефекты на разных этапах производственного цикла (преимущественно на этапах горячей и холодной прокатки стали).

Для решения описанной проблемы некоторые предприятия применяют системы видеоинспекции, состоящие из наборов видеокамер, автоматизированных рабочих мест операторов, модулей распознавания дефектов и необходимого аппаратного обеспечения (процессоров, графических ускорителей и т.д.). Примером системы интеллектуальной видеоаналитики, выполняющей детекцию и классификацию дефектов металлического проката, является немецкая система Parsytec [1], применяемая Череповецким металлургическим комбинатом, входящим в состав ПАО «Северсталь», уже более 10 лет. В основе работы этой системы лежит применение классических алгоритмов компьютерного зрения, серьёзно уступающих в точности нейросетевым подходам. Разработанная ПАО «Северсталь» нейросеть EVE способна распознавать втрое больше реальных дефектов в сравнении с Parsytec, однако обучена распознаванию дефектов лишь четырёх классов [2].

Стоит отметить, что в условиях промышленного производства к системам видеоинспекции предъявляются не только требования, относящиеся к показателям точности моделей компьютерного зрения, но и требования к производительности в режиме реального времени. В рамках исследования для различных типов дефектов, возникающих в процессе производства стального проката (горячего и холодного), были обучены несколько нейронных сетей различных модификаций: RetinaNet, SSD, YOLO (для этих архитектур характерен баланс точности и скорости работы). Для отдельных классов дефектов достигались значения перебраковки и недобраковки менее 10% (для архитектуры YOLO). Что касается скорости работы моделей, то лучший показатель имеет YOLO – на распознавание дефектов на снимке 1936×352 пикселей она тратит в пределах 20 мс.

На текущем этапе исследования разрабатываются решения для следующих проблемных направлений, выделенных на основании полученных ранее результатов:

- различение мелких дефектов (например, точечная коррозия, грязь и отпечатки имеют низкие значения метрики precision);
- обнаружение дефектов отдельных классов (например, эмульсия и грязь имеют низкие значения метрики recall);
- оптимизация скорости работы методов предварительной обработки изображений для соответствия значению fps, соответствующему работе системы в режиме реального времени.

Литература

1. Parsytec [Электронный ресурс]: Википедия. Свободная энциклопедия. – URL: <https://en.wikipedia.org/wiki/Parsytec> (дата обращения: 07.11.2021).

2. «Северсталь» внедряет нейронные сети для повышения качества металлопроката: [Электронный ресурс] // ПАО «Северсталь». URL: <https://www.severstal.com/rus/media/news/document35695.phtml>. (Дата обращения: 07.11.2021).

НЭТИКЕТ – ПРАВИЛА ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБЩЕНИЯ В КИБЕРПРОСТРАНСТВЕ

Ерёмина А.Е.

НВАЭС, г. Нововоронеж

Автор книги «Цифровой этикет» Ольга Лукинова сказала: «Начинается цифровой этикет еще до того, как мы открываем окно чата или вкладку электронной почты. Цифровой этикет начинается, когда мы берем в руки гаджет» [1].

По данным исследования международной компании DataReportal, пандемия значительно увеличила наше время пребывания в онлайн. В пики заболеваемости, когда практически весь мир был на удаленке, средний пользователь проводил почти 7 часов в день в интернете, причем с разных устройств. Это больше 48 часов в неделю, 2 полных дня из 7 [2]. Российские пользователи тратят только на социальные сети 2 часа 28 минут в сутки. Количество групповых звонков, включая видеоконференции выросло на 70%, личных сообщений в мессенджерах – почти на 40% [3].

Атомная отрасль также во многом ушла в онлайн. И речь не только о концертах и конкурсах. Совещания, планерки, обучение, конференции. У каждого в телефоне несколько групповых чатов. Социальные сети стали настоящей параллельной вселенной.

Как ориентироваться в этом нескончаемом потоке, чтобы не скомпрометировать себя и не подвести компанию, рассказывает нетикет – правила поведения в киберпространстве.

В данной работе мы не будем касаться личной переписки. Разберем только основные правила делового нетикета.

Наиболее важный аспект – поведение во время онлайн-мероприятий. Здесь нужно учитывать всё: от правильного внешнего вида и освещения, до работоспособности техники и пробегающих сзади домочадцев. Также необходимо «держат лицо» и не отвлекаться на телефон или другие дела. Обязательно предупредите о фото или видеосъемке.

В настоящее время телефонный звонок может приравняться к вторжению в личное пространство. Поэтому многие перешли в мессенджеры. Однако и здесь есть ряд достаточно строгих правил: соблюдение «тихого часа» (промежуток с 22:00 до 9:00), ограничение на использование смайлов и эмоджи, отказ от аудиосообщений. Также не рекомендуется засорять рабочие чаты и полагаться на автокоррекцию.

Стоит помнить: мессенджеры – инструмент оперативного решения текущих вопросов. Все основные договоренности и важные документы необходимо дублировать по электронной почте.

Социальные сети – теперь не просто фотоальбом. У многих работодателей есть четкий регламент и требования к тому, что можно выкладывать, а что нельзя. Если страница открыта, присутствует логотип компании или указано место работы, придется соблюдать правила.

По данным Superjob за активность сотрудников в публичном пространстве социальных сетей следят 59% компаний [4].

Все эти правила, конечно, относительно и прежде, чем следовать каким-либо советам по цифровому этикету на рабочем месте, следует сначала узнать этическую политику конкретной компании – внутренние правила должны иметь приоритет над любыми советами извне.

Важно понимать, что с технологической эволюцией нормы будут преобразовываться. Но базовый цифровой этикет часто заимствует принципы светского, именно поэтому он основывается на соблюдении личных границ, экономии ресурсов и демонстрации уважения к собеседнику.

Литература

1. О.В. Лукинова, Цифровой этикет. Как не бесить друг друга в интернете.-М.Бомбора, 2020
2. <https://datareportal.com/reports/digital-2020-july-global-statshot>
3. <https://exlibris.ru/news/digital-2021-glavnaya-statistika-po-rossii-i-vsemu-miru/>
4. <https://www.superjob.ru/research/articles/112037/rabotodate-li-vse-chasche-ispolzuuyut-socseti-dlya-proverki-kandidatov/>

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ КОНЦЕНТРАЦИИ ДИОКСИДА АЗОТА С ПОМОЩЬЮ РЕКУРРЕНТНОЙ НЕЙРОННОЙ СЕТИ

*Александян А.О.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

С каждым годом выбросы выхлопных газов автомобилей, а также отходы ТЭЦ, нефтеперерабатывающих, химических и металлургических заводов увеличиваются, что ведет к неизбежному росту концентрации оксидов азота. Учитывая тот факт, что диоксид азота является высокотоксичным соединением, является причиной серьезных легочных заболеваний, парниковым газом, а также может вступать в реакцию с другими веществами в атмосфере, образуя кислотные дожди, потребность в точном и своевременном прогнозе его концентрации очевидна.

В данной работе рассматривается нейросетевой подход к прогнозированию концентрации диоксида азота – с помощью трехслойной рекуррентной нейронной сети на основе GRU-блоков. Выбор нейросетевого подхода мотивирован тем, что метеорологическая служба ежедневно накапливает огромное количество исторической информации о состоянии атмосферы и погодных условиях (температура, направление ветра, влажность, давление,

концентрация химических соединений и т.д.), что позволяет использовать ее в качестве обучающей выборки для нейронной сети. Рекуррентные нейронные сети были выбраны в силу своей архитектуры, которая заключается в последовательном проходе по временным отрезкам с запоминанием предыдущих состояний – такой подход показывает высокую точность при моделировании временных рядов [1].

Для построения модели предварительно требовалось провести глубокий разведочный анализ, чтобы определить набор характеристик (давление, температура и т.д.), которые войдут в модель в качестве предикторов. При проведении разведочного анализа были изучены вероятностные распределения переменных, рассмотрена взаимная зависимость предикторов, произведена оценка выбросов и аномалий, проведен корреляционный анализ (с использованием тепловых карт) и многое другое, что позволило определить итоговый набор предикторов в модели:

1. Город
2. Номер станции
3. Время
4. Концентрация диоксида серы
5. Концентрация оксида углерода
6. Концентрация диоксида азота
7. Концентрация оксида азота
8. Концентрация сероводорода
9. Концентрация аммиака
10. Температура
11. Направление ветра
12. Скорость ветра
13. Атмосферное давление
14. Влажность воздуха

Остальные предикторы оказывали малое влияние на прогнозируемую величину, вследствие чего они были исключены из модели. Например, на Рис. 1 отображена зависимость плотности распределения концентрации диоксида азота в зависимости от значения температуры. На графике хорошо просматривается, что явно свидетельствует о том, что температура является важным предиктором и что этот атмосферный показатель обязательно нужно включить в модель в качестве предиктора.

После проведения анализа, была выполнена оценка гиперпараметров (количество слоев; тип слоев и количество нейронов на каждом слое) с помощью Python фреймворка Keras-Tuner. Результатом стали следующие численные характеристики:

- 2 GRU (Gated Recurrent Units) слоя по 165 и 50 нейронов
- 1 полносвязный слой с сигмоидной функцией активации
- 20 эпох обучения - 100 шагов за эпоху - 256 измерений за шаг

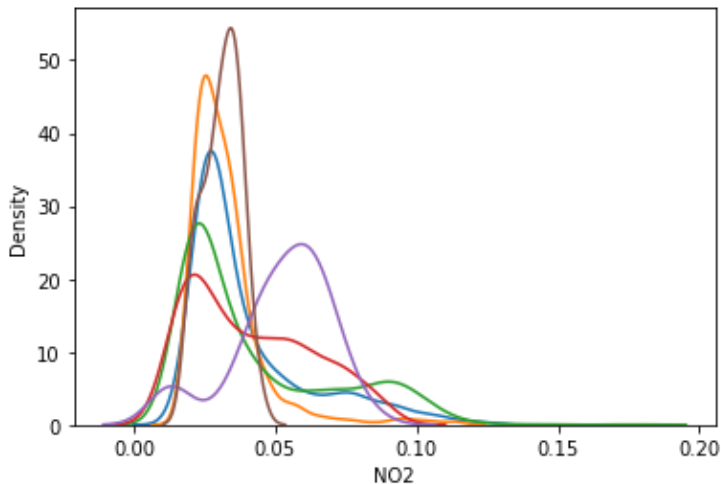


Рис. 1 Зависимость плотности распределения концентрации диоксида азота от температуры

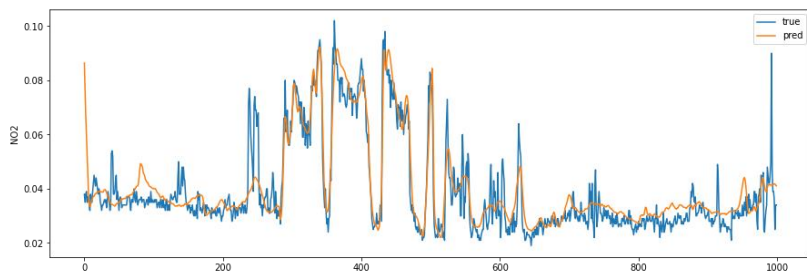


Рис. 2 График реальной и предсказанной концентрации диоксида азота

Предсказания строились на 1 день вперед на основании данных за 1 предыдущую неделю. Величина потерь в конце обучения составила: 0.018, валидационная величина потерь составила: 0.0195. График сопоставления предсказанных (желтый) и реальных значений (синий) представлен на Рис. 2.

Литература

1. Ankur Mahesh, Maximilian Evans, Garima Jain; Forecasting El Niño with Convolutional and Recurrent Neural Networks; <https://www.climatechange.ai/papers/neurips2019/40/paper.pdf>

РОЛЬ ВИРТУАЛЬНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В ОПТИМИЗАЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПЕРСОНАЛА (НА ПРИМЕРЕ АЭС С РУ БН-600)

Завадский Д.И., Таишлыков О.Л.

Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург

Принцип оптимизации, являющийся одним из основных в обеспечении радиационной безопасности, может быть реализован различными путями [1]. Среди них можно выделить те, которые приводят к сокращению времени пребывания персонала в радиационных полях (например, проведение тренировок на тренажерах и в виртуальной реальности, создание виртуальных моделей и обучающих материалов на их основе, а также размещение различных табличек, указателей и т.д. непосредственно на объекте). Виртуальная модель атомной станции может сократить время строительства и позволить эффективно проводить работы по ремонту и демонтажу оборудования, особенно радиоактивного, а также повысить эффективность оптимизации радиационной защиты персонала АЭС [2], [3]. В докладе представлены результаты начального этапа работ по разработке виртуальных технологий для подготовки эксплуатационного и ремонтного персонала с целью сокращения времени перемещений в зоне контролируемого доступа (ЗКД) и выполнения работ на примере реакторной установки (РУ) БН-600.

Создание виртуальных моделей с указанием координат расположения оборудования (Рис.1) позволяет минимизировать время

поиска необходимого оборудования, что особенно важно для ремонтного персонала, который перемещается к месту выполнения работ.

Результаты проведенных в течение 2021 г. экспериментов по замеру времени, затрачиваемого работниками на перемещение к месту выполнения работ, в том числе продолжительности регламентных обходов «неопытного» эксплуатационного персонала, показали значительное превышение темпов сокращения этого времени за счет тренировок с использованием разработанных виртуальных моделей помещений по сравнению с темпами сокращения времени без таких рода тренировок. Замеры для ремонтного персонала проводились во время среднего ремонта энергоблока с РУ БН-600.

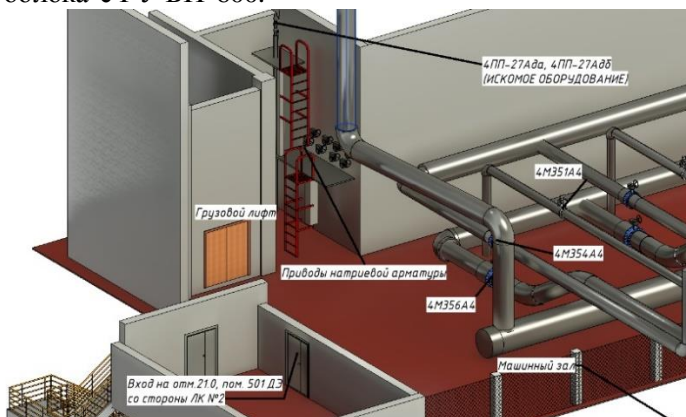


Рис.1. Пример виртуальной модели помещений ЗКД

Актуальность активного внедрения виртуальных технологий в процесс обучения персонала АЭС определяется также недоступностью и сложностью расположения ряда оборудования и систем, контактирующих с радиоактивными средами [4].

Литература

1. Михайлова А. Ф., Ташлыков О. Л. Пути реализации принципа оптимизации в радиологической защите персонала // Ядерная физика и инжиниринг. 2018, том 9, № 4, с. 393-401.
2. Завадский Д.И., Ташлыков О.Л. «Использование BIM-проектирования при планировании радиационно-опасных работ» / Ядерные технологии: от исследований к внедрению – 2019:

Сборник материалов научно-практической конференции. Нижний Новгород, 2019. С. 44-45.

3. Zavadskii D. I., and Tashlykov O. L. Optimization of radiation protection of staff using BIM-designing AIP Conference Proceedings 2313, 070017 (2020);

4. Завадский Д.И., Ташлыков О.Л. Использование 3D-моделирования при оптимизации радиационной защиты персонала / Инновации в атомной энергетике: [Электронный ресурс]: сб. докладов конференции молодых специалистов (23–24 октября 2019 г., Москва). – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2019. С.844-850.

СИСТЕМА ДИАГНОСТИРОВАНИЯ СОСТОЯНИЯ ОПЕРАТОРА НА ОСНОВЕ НЕЙРОИНТЕРФЕЙСА

*Неведин А.В., Берестов Р.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск*

АЭС представляет собой технически и технологически сложное предприятие, нормальное функционирование и безопасность являются не тривиальной задачей. Для нормального функционирования АЭС в целом предусмотрено большое количество систем контроля, управления и безопасности. Большинство систем требует в той или иной мере участие человека, а там, где работает человек, возможны ошибки. Они возникают с разной частотой и последствиями в зависимости от уровня подготовки, квалификации, опыта, физического состояния.

Возникновению ошибок способствует высокий эмоциональный фон, порожденный огромной ответственностью, и острый дефицит времени, в условиях которого осуществляется оперативная работа. Также вносит свой вклад физическое состояние человека. Под действием этих негативных факторов работник может совершать ошибки или под действием усталости, вымотанности, уснуть на рабочем месте, тем самым возникает вероятность пропуска действий из-за недееспособности работника.

Целью моей работы была разработка системы диагностирования состояния операторов, которая подразумевает вывод оператора из состояния дремоты и сна, определения стрессового со-

стояния, для предотвращения возможных неправильных действий в процессе выполнения оператором своих обязанностей и не допустить пропуск действий из-за его недееспособности.

Контроль состояния оператора будет проводиться за счет нейроинтерфейса – устройства, выполняющее преобразование данных об электрической активности мозга человека в сигналы управления внешним техническим устройством. Нейроинтерфейс производит снятие ЭЭГ головного мозга пациента, проводит предварительную обработку сигналов и выполняет отправку данных по интерфейсу связи для дальнейшей обработки и анализа. По окончании обработки полученных данных, согласно программе, микроконтроллер подает управляющий сигнал на исполняющий элемент. НКИ представляет из себя: блок съему электроэнцефалографа (от 4 каналов съема информации), блок фильтров и усилителей, микроконтроллеры и исполнительный элемент.

Структурная схема разрабатываемой системы показана на рис. 1

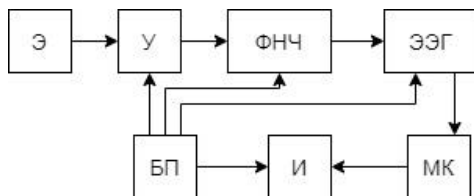


Рис. 1. Структурная схема устройства
 Э – блок электродов для снятия сигналов;
 У – блок усилителей;
 ФНЧ – фильтр низких частот;
 АЦП – аналого-цифровой преобразователь;
 МК – микроконтроллер;
 И – исполняющий элемент;
 БП – блок питания устройства.

Литература

1 Быков М.П. «Анатомия головного мозга. Фотографический атлас». / Быков М.П. // М.: Практическая медицина, 2009.

2 Звездочкина Н.В. «Исследование электрической активности головного мозга человека». / Звездочкина Н.В. // Казань: Казанский университет, 2014.

СЕКЦИЯ VII
ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯМИ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

АНАЛИЗ СТРУКТУРЫ И ПРОБЛЕМАТИКА
ЛОГИСТИЧЕСКИХ ЗАТРАТ В УСЛОВИЯХ
АО «МОСИНЖПРОЕКТ»

Воропаев А.В., Кузнецова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В настоящее время одной из основных проблем является управление затратами, возникающими как в процессе создания продукта, так и в процессе выполнения работы или оказания услуги. И речь идет не только о затратах конкретного предприятия, а о затратах во всей системе воспроизводственного цикла. Одним из главных звеньев, несомненно, является логистика. Известный факт, что затраты на логистику в российских компаниях достигают достаточно больших величин.

АО «Мосинжпроект» – лидер на строительном рынке Москвы и крупнейший инжиниринговый холдинг России. В ГК «Мосинжпроект» входит 90 дочерних организаций и проектных компаний с общей численностью сотрудников более чем 11 000.

Группа компаний «Мосинжпроект» реализует полный цикл работ – от формирования идеи комплексного развития территории или создания объекта, проектирования, строительства, привлечения инвестиций, до ввода объекта в эксплуатацию и управления недвижимым имуществом. АО «Мосинжпроект» выполняет комплексные работы по проектированию и строительству транспортно-пересадочных узлов, гражданских объектов, а также управляет девелоперскими проектами.

Однако ввиду сложной структуры АО «Мосинжпроект», большого количества различного рода компаний, участвующих в процессе создания объекта, и, как следствие несогласованности действий, возникают ситуации, сказывающиеся отрицательно на экономическом факторе организации.

Для анализа нескольких таких ситуаций можно проанализировать динамику и структуру логистических затрат АО «Мосинжпроект» за 2018-2020 годы по различным аспектам.

Общая сумма логистических затрат за указанный период составила более 732 млн. руб. Распределение этих затрат по видам представлено на диаграмме на рисунке 1.

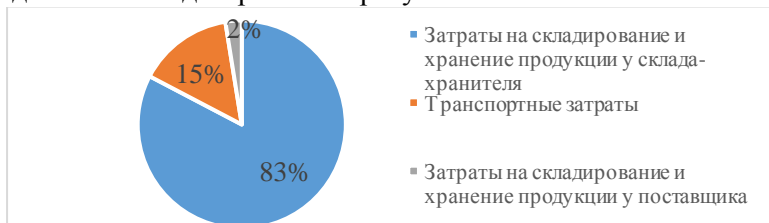


Рис.1. Структура логистических затрат АО «Мосинжпроект» за 2018-2020 годы, руб.

Из представленных на рисунке 1 данных видно, что в совокупности 85,2% всех логистических затрат АО «Мосинжпроект» на протяжении анализируемого периода приходилось на долю затрат на складирование и хранение, 2,5% – затраты на складирование и хранение продукции у поставщика, и только 14,8% - на долю транспортных затрат.

Логистические затраты АО «Мосинжпроект» в течение анализируемого периода демонстрировали тенденцию к росту, что демонстрирует рисунок 2.

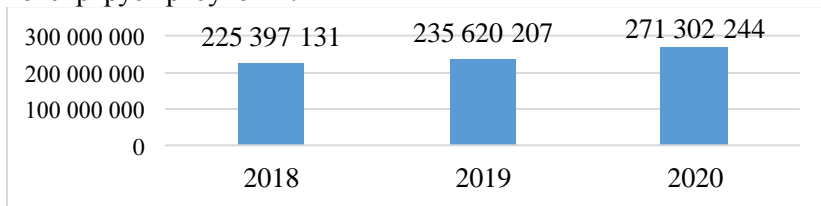


Рис.2. Динамика логистических затрат АО «Мосинжпроект» за 2018-2020 годы, руб.

На диаграмме, представленной на рисунке 3, отображены данные о ежемесячном распределении логистических расходов АО «Мосинжпроект» за 2018-2020 годы. Как видно из рисунка 3, логистические затраты в АО «Мосинжпроект» неравномерны и

имеют сильные колебания, что может быть вызвано несколькими причинами.

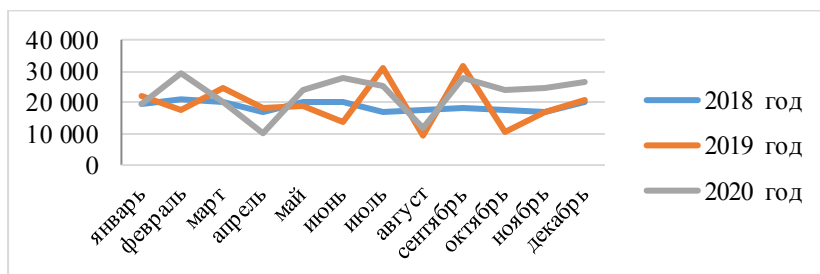


Рис. 3. Помесячное распределение логистических расходов АО «Мосинжпроект» за 2018-2020 годы, руб.

Основная причина колебаний месячных сумм логистических затрат – неравномерная оплата складов. То есть в какой-то месяц АО «Мосинжпроект» не платит одному из своих контрагентов 10 млн. руб., а в следующем платит сразу за два месяца около 20 млн. руб.

Другой причиной роста логистических затрат может выступать несвоевременный ввод объекта строительства в эксплуатацию. А в случае корректировки проектной документации, такое оборудование может лежать на складе годами, пока не будет применено в другом проекте или списано.

Стоит отметить, что помимо затрат на хранение продукции, существуют проблемы и в погрузо-разгрузочных работах и доставке оборудования на объекты строительства. В качестве перевозчика и хранителя для АО «Мосинжпроект» выступают разные компании.

И если на логистические затраты, вызванные недостатками финансового планирования, а также планирования сроков сдачи объекта, и как следствие, закупку оборудования и материалов, повлиять крайне сложно, то повысить эффективность работы склада и транспорта в АО «Мосинжпроект» попробовать можно.

Одним из основных способов оптимизации логистики АО «Мосинжпроект» можно предложить уход от дробления контрагентов в цепочке поставки и обратиться к провайдеру логисти-

ческих услуг, оказывающий полный цикл услуг в сфере логистики, а именно – хранение, транспортировка, маркировка, упаковка/переупаковка, учет, экспедирование и другие сопутствующие услуги.

Результатом этого может стать:

- сокращение времени на погрузо-разгрузочных работах. Транспорт будет подан к определенному времени;
- устранение ошибок в планировании транспорта. Провайдер будет точно знать весогабаритные характеристики груза, какой вид транспорта необходим с учетом доставки в определенное месторасположения объекта строительства (учитываются подъезды к стройплощадке, её месторасположение – для некоторых объектов строительства нужны спецпропуска, характер груза и т.д.);
- повреждение груза в процессе хранения и транспортировки. Так как полная ответственность будет лежать на провайдере логистических услуг, то и подход к хранению и транспортировке будет более надежным;
- более быстрый документооборот. Компании, оказывающие полный цикл логистических услуг, как правило, имеют электронный документооборот, что существенно сокращает время обработки заказа;
- минимизация рисков повреждения или гибели оборудования для АО «Мосинжпроект».

Литература

1. Сайт АО «Мосинжпроект» [Электронный ресурс] Режим доступа: <http://www.mosinzhproekt.ru/> (дата обращения: 7.11.2021).
2. Воропаев А.В., Кузнецова А.А. Методические подходы к классификации и управлению логистическими затратами // Российский экономический интернет-журнал. - 2021. - №2
3. Логистика и управление цепями поставок : учебник для академического бакалавриата / В. В. Щербаков [и др.] ; под редакцией В. В. Щербакова. - М.: Юрайт, 2019. - 582 с.

ИМПОРТОЗАМЕЩЕНИЕ В СФЕРЕ ЦИФРОВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ РОСАТОМА

Карамышева А.П., Карамышева Е.П., Кобылина Е.В.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Благодаря цифровизации можно значительно сократить сроки и стоимость финансирования проектов, которые ориентированы на создание наукоёмкой продукции. Кроме того, цифровизация позволяет повысить уровень безопасности и улучшить технические характеристики продукции. Российские компании, функционирующие на рынке высоких технологий, ставят перед собой амбициозные задачи, которые направлены на переход от роли пользователя к роли отечественного разработчика новых информационных технологий и инструментов [1].

На сегодняшний день конкурентоспособным рынком ядерной энергетики является ГК «Росатом», которая в своей деятельности использует высокие технологии. В активе госкорпорации имеется свыше тридцати цифровых проектов. Основными разработчиками являются федеральные ядерные центры России – РФЯЦ-ВНИИЭФ и РФЯЦ-ВНИИТФ [2]. К высокоперспективным проектам относятся: система математического моделирования физических процессов «ЛОГОС»; ее основной задачей является моделирование различных процессов в авиационной промышленности, автомобилестроении, атомной энергетике, ракетно-космической отрасли; система создания и управления сквозным жизненным циклом продукта «Цифровое предприятие»; данная система позволяет контролировать все процессы производства; программное обеспечение «Геоплатформа», необходимое для проведения геологоразведочных работ углеводородов; программно-вычислительный комплекс «ВОЛНА». Он направлен на обеспечение поддержки принятия решения в управлении технологическими процессами в газотранспортной системе, а также на разработку и внедрение отечественных суперЭВМ.

Основной целью, перечисленных выше проектов, является импортозамещение. Сегодня предприятия, работающие в атом-

ной и космической отраслях, в авиастроении и судостроении зависят от зарубежного программного обеспечения. Приобретение и обслуживание зарубежного программного обеспечения является затратной статьей бюджета компании из-за роста иностранной валюты по отношению к курсу рубля. Росатом сегодня прикладывает все усилия, чтобы перейти к замещению зарубежных цифровых технологий. Это позволяет создавать технологии и продукты, удовлетворяющие внутренний спрос в стране, и являющиеся конкурентоспособными на глобальном рынке.

Основные меры для принятия импортозамещения в энергетике отражены в резолюциях больших энергетических форумов страны. Успех и стабильность в работе по импортозамещению в организациях зависит от финансовой поддержки (субсидий, долгосрочных кредитов с низкой процентной ставкой, государственных гарантий или изменений условий предоплаты от заказчиков в сторону их увеличения).

Несмотря на заметные преимущества отечественных цифровых продуктов, которые внедряются госкорпорацией Росатом, существует также и ряд проблем, связанных с реализацией информационных проектов: отсутствует согласованность в деятельности госкорпорации, которая направлена на создание продуктов для собственных нужд; проекты Росатома в большей степени ориентированы на потребности атомной отрасли; продукт создает и проверяет одна компания.

Для решения вышеперечисленных проблем ГК Росатом необходимо объединиться с другими компаниями, в том числе с компаниями других отраслей, для создания и реализации на рынке новых цифровых проектов, с целью решения проблем импортозамещения.

Литература

1. Галковская В.Е., Кобылина Е.В. Цифровизация как одно из направлений бизнеса высоких технологий ГК Росатом // «Экономика и менеджмент инновационных технологий», 2018.
2. Костюкова Е.В. Предложения по развитию российских суперкомпьютерных и информационных технологий. // Доклад директора ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2016.

3. Правительство РФ [Электронный ресурс]: официальный сайт. Режим доступа: <http://m.government.ru/all/21883/#kostukov1902> (дата обращения 14.11.2021).

КАЛУЖСКИЙ ИННОВАЦИОННЫЙ НАУЧНО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ ЦЕНТР И ЕГО РОЛЬ В РАЗВИТИИ АТОМНЫХ И МЕДИЦИНСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ

*Карамышева А.П., Карамышева Е.П., Осипов В.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

29 июля 2017 года в России был подписан Федеральный закон «Об инновационных научно-технологических центрах и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации». В нем представлены аспекты инновационных научно-технологических центров (ИНТЦ), их роль в повышении инвестиционной привлекательности, льготы для участников этих проектов.

ИНТЦ – совокупность организаций, объединенных для осуществления научно-технологической деятельности [1]. При основании ИНТЦ концептуальным положением является взаимосвязь образования, науки, производства для создания инновационных продуктов и услуг.

В городе Обнинске скоро будет создан ИНТЦ «Парк атомных и медицинских технологий». Необходимое постановление подписал Председатель Правительства Мишустин М.В. в октябре 2021 г. Основой проекта станут ядерные, медицинские и цифровые технологии, которые будут применяться для решения важнейших задач в процессе разработки и изготовления новейших материалов в сфере медицины и в ядерной отрасли. Планируется привлекать как государственные, так и частные компании, которым будут предоставлять на льготных основаниях земельные участки и объекты инфраструктуры. Инвестиционные вложения в данный проект составят 20 млрд. руб., он позволит создать 1 тыс. рабочих мест в регионе [4].

Модель калужского ИНТЦ предусматривает: развитие объектов большой науки, а также предоставление специализированной

инфраструктуры НИОКР в сфере наук о жизни сторонним компаниям в аренду; узкую специализацию в ядре проекта – радиология, биотехнологии, биомедицина; исследовательские центры третьего поколения.

Задачи ИНТЦ НИЯУ МИФИ: интеграция региональной и отраслевой инновационной экосистемы; создание единого специализированного инфраструктурного пространства для продвижения и коммерциализации прикладных ядерных исследований, а также для выхода на новые рынки смежных компетенций; достижение лидерства в науке и технологиях по направлениям ИНТЦ; создание комфортной городской среды на территории ИНТЦ.

Обнинский ИНТЦ будет включать себя ряд проектов: цифровой технопарк наук о жизни; ускорительные, ядерные технологии, источники и накопители энергии; умный город.

Механизмы реализации ИНТЦ в городе Обнинск: интеграция региональной и отраслевой инновационной экосистемы; создание единого специализированного инфраструктурного пространства; достижение лидерства в науке и технологиях; создание комфортной городской среды на территории ИНТЦ [2].

Обнинский ИНТЦ может стать первым в России проектом Центра ядерной науки и технологий, реализованным на практике. Он будет ориентирован на экспорт продукции, а также на решение сложных технологических задач в ядерных технологиях, охватывая, в том числе ядерную медицину.

Совместно с НМИЦ «Радиологии» предполагается реализовать на практике крупнейший проект, направленный на перевод историй болезней пациентов в цифровую форму. Для этого планируется создание аналитической системы принятия врачебных решений, которая отвечает всем мировым трендам развития медицины. Данная задача полностью соответствует стратегическим приоритетам нацпроекта «Здравоохранение». Данный проект важен как для Калужской области, так и для России в целом, поскольку он направлен на сбережение здоровья граждан.

Создание в регионах сети «технологических долин» окажет существенную помощь технологическим компаниям и стартапам, работающим с образовательными и исследовательскими организациями, деятельность которых направлена на экспортирование и

трансферт технологий в стыковке с мероприятиями по созданию научно-образовательных центров и ИНТЦ [3].

Литература

1. Об инновационных научно-технологических центрах и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» от 29.07.2017 № 216-ФЗ / СПС «Консультант-Плюс».

2. План развития территории ИНТЦ ИАТЭ НИЯУ МИФИ [Электронный ресурс]: официальный сайт. Режим доступа: <http://campus.leroyletoy.ru/concept> (дата обращения 10.11.2020).

3. ИНТЦ. Официальный сайт Минэкономразвития РФ [Электронный ресурс] Режим доступа: <https://www.economy.gov.ru/> (дата обращения 14.11.2020).

4. О создании инновационного научно-технологического центра «Парк атомных и медицинских технологий». Постановление Правительства РФ от 20 октября 2021 г. № 1779

LEAN-ПОДХОД КАК ПЕРСПЕКТИВНАЯ МЕТОДИКА УПРАВЛЕНИЯ В ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧНЫХ ОТРАСЛЯХ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

*Квашнина Д.Д., Тимашкова Т.Е.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Одним из главных путей развития нашей страны и мира, в целом, является высокотехнологичное производство, что при ближайшем рассмотрении, означает использование высоких технологий во всех сферах жизнедеятельности людей. Однако ни одна высокотехнологичная отрасль не обходится без людей (персонала) и, следовательно, без менеджмента. Безусловно, менеджмент нельзя считать главным фактором, влияющим на производство, но отказаться от него априори невозможно. И, шагая в ногу с быстро развивающимися высокотехнологичными отраслями, менеджмент и структуры управления развиваются, адекватно подстраиваясь под современные реалии.

Стоит отдать должное классическим подходам к управлению. Без них ни общество, ни промышленность, ни высокие технологии не достигли бы такого уровня, на котором они находятся сейчас.

Например, количественный подход к управлению стал важным шагом в развитии менеджмента. В 50-х-70-х годах 20 века в системы управления были дополнены математическими прикладными решениями, статистическими инструментами, даже инженерные науки сыграли существенную роль в их становлении. Этот подход и стал шагом к тому, что мы можем наблюдать сейчас. Ни один процесс не возможен без вычислительной техники, решение большинства задач требуют математических и статистических вычислений, особенно в высокотехнологичных сферах, где любое действие должно быть просчитано, и любая ошибка может стать фатальной. Технические средства и технологии и являются одним из основных векторов развития систем управления, иными словами, совершенствуется и усложняется техническая сторона управления.

В этой связи необходимо отметить одно из прогрессивных направлений развития систем управления - так называемый Lean-подход или бережливое производство. Бережливое производство делает акцент на вовлечении в процесс оптимизации бизнес-процессов каждого сотрудника организации, определяет приоритетом клиентоориентированность и нацелено на постоянное совершенствование процессов организации. Значение имеют только те действия, которые создают ценность для потребителя, а всё остальное, по умолчанию, признается потерями, которые нужно исключить или минимизировать.

Особенно это важно в современном мире, где природных ресурсов всё меньше и меньше, и для человечества жизненно необходимо оберегать их; где важна каждая минута, ведь технологии развиваются так быстро, что нечто новое сегодня, завтра уже перевернутая страница; где всё большую ценность приобретает человеческий капитал; и где работать нужно быстро, качественно и с минимальными затратами.

Именно на это и нацелен Lean-подход. Такая система управления позволит с максимальной отдачей использовать труд каждого работника, совершенствовать системы производства, не тратя лишнее время и ресурсы, и получать ощутимую экономию, исключая «лишние» операции из производственного процесса. Сэкономленное время, финансы и ресурсы предприятия могут

потратить на НИОКР и развитие, что так важно в высокотехнологичных сферах деятельности [1].

Например, фармацевтическая отрасль нуждается в воде, электричестве, различном сырье, например, активных фармацевтических субстанциях (часто дорогостоящих) и, конечно, в высококвалифицированных специалистах (чей труд также высоко оплачиваем). Производственные затраты на изготовление различных лекарственных форм можно снизить, исключив ненужные потери (обычно выделяют 8 основных потерь, включая перепроизводство, брак, ненужные перемещения, излишнюю обработку и т.д.), используя современное оборудование и программное обеспечение, стандартизовав процедуры в рамках бизнес-процессов, осуществляемых на предприятии. К тому же, никто не отменяет ресайклинг – ресурсы, необходимые для производства, можно использовать повторно [3]. А грамотная система управления персоналом позволит специалистам тратить драгоценное время и силы на создание продукции по-настоящему ценной и необходимой. Высвобождающееся время и финансы логично использовать для исследований и разработки новых препаратов (отдел R&D – Research and Development).

Такой бережливый подход безусловно мотивирует к развитию и другие высокотехнологичные отрасли, такие как: авиационная промышленность, атомная энергетика, биотехнологическая отрасль, электротехническая промышленность и прочие.

Lean-подход к управлению в высокотехнологичных отраслях производства – это одно из самых перспективных направлений развития, которое позволит производствам не просто существовать, а грамотно планировать и использовать финансовые средства, время, и другие ресурсы для постоянного развития и совершенствования [2]. Высокотехнологичные отрасли не будут останавливаться на достигнутом, соответствовать современным реалиям и, конечно, смотреть в будущее.

Литература

1. Авдеева Е.С. Применение концепции бережливого производства к вспомогательной подсистеме промышленного предприятия // Экономика, предпринимательство и право. – 2020. – Т. 10. – №2. – С. 355-364.

2. Бельш К.В. Комплексный подход к внедрению и оценке эффективности проектов по бережливому производству на промышленном предприятии // Вопросы инновационной экономики. – 2018. – Т. 8. – №. 3.

3. Ганебных Е.В., Гурова Е.С., Алцыбеева И.Г. От бережливого производства к экологическому управлению // Вопросы инновационной экономики. – 2019. – Т. 9. – №4. – С. 1393-1402.

АНАЛИЗ СОСТОЯНИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИННОВАЦИОННОГО РАЗВИТИЯ ЦЕЛЛЮЛОЗНО-БУМАЖНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ В РОССИИ

*Хромченкова Д.С., Аброськина Ю.Н.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Предприятия целлюлозно-бумажного комплекса выпускают широкий ассортимент продукции, а именно: технические и декоративные виды бумаги и картона; товары канцелярского назначения; санитарно-гигиенические изделия; изделия хозяйственно-бытового типа [2]. Целлюлоза используется во многих производственных процессах различных отраслей, таких как, химическая, текстильная, электротехническая, а также в медицине и многом другом.

Россия занимает 3-е место в мире по объему производства волокнистых полуфабрикатов. Средние темпы роста ЦБП в 2015–2019 гг. были выше, чем в среднем по обрабатываемому сектору, – более 5% в год. В большей степени данный рост происходит благодаря производству упаковочных изделий из бумаги и картона [2]. В таблице 1 представлена информация по производству продукции ЦБП по России за последние 10 лет [1].

Проведя анализ объема выпуска продукции ЦБП в России за 10 лет, можно отметить, что объем производства целлюлозы в стране вырос примерно на 16,7%. Наибольший прирост отмечен в 2020 году – 6,2 % относительно предыдущего года. Все остальные категории продукции ЦБП показывали положительную динамику, кроме газетной бумаги. Производство газетной бумаги с

каждым годом сокращается, по сравнению с 2010 годом производство снизилось почти на 33%. Это связано с падением спроса на газеты.

Таблица 1

Объемы выпуска продукции ЦБП в России

Год	Целлюлоза древ., тыс.т.	Бумага и картон, тыс.т.	Бумага газетная, тыс.т.	Бумага офсетная, тыс.т.	Поло- тенца СГИ, млн.шт.
2010	7510	7659	1953	-	-
2011	7661	7631	1926	-	-
2012	7658	7814	1816	-	-
2013	7211	7787	1587	-	-
2014	7503	8012	1636	-	-
2015	7855	8068	1489	-	-
2016	8200	8434	1460	-	-
2017	8587	8695	1433	441	1386
2018	8600	9058	1527	452	1814
2019	8250	9131	1516	436	1839
2020	8765	9537	1314	419	1698

На сегодняшний день целлюлозно-бумажная промышленность испытывает острую необходимость в диверсификации и внедрении НТП. Отрасль испытывает давление от глобальных инновационных процессов. Это отражается на условиях работы компаний, а также на национальные рынки. Главными факторами риска в отрасли являются: отставание опытно-конструкторских и научных разработок от мирового уровня, нехватка профессиональных кадров на предприятиях, отсутствие долгосрочного инвестирования в развитие. Только около 10% оборудования, используемого на предприятиях по производству продукции ЦБП, соответствуют современным нормам. Множественная часть данного оборудования приобреталась за рубежом, а некоторые установки и машины находятся в эксплуатации уже более 20 лет.

В РФ наблюдается затяжное тридцатилетнее отставание в развитии лесного комплекса, когда в других развитых странах ведутся значительные усовершенствования производственного процесса, а их инновационное развитие лишь ускоряется с каждым годом. Именно поэтому необходима крупная реконструкция действующим предприятия ЦБП с учётом развития науки и технологий НТП.

Благодаря изучению множества статей и научных публикаций на тему проблем и направлений инноваций в сфере ЦБП, удалось выявить основные направления инновационного развития:

1. Влияние биотехнологий на технологическое развитие отрасли (методы бесхлорной отбелики целлюлозы, технологии обработки и размягчения древесных отходов перед производством целлюлозы, технологии удаления лигнина из древесины, технологии удаления сосновой живицы из целлюлозной массы);

2. Переработка и вторичное использование отходов предприятий;

3. Уменьшение объема сточных вод и их очистка (разработка замкнутых циклов использования воды и экономичная технология ее очистки);

4. Нанотехнологии (создание новых продуктов с исключительными свойствами и возможностями использования, производство нового упаковочного материала – прозрачная пленка из березовой наноцеллюлозы);

5. Изменение технологии производства целлюлозы (производство целлюлозы не из хвойных пород деревьев, а из лиственных в связи продуктивностью лиственных пород – около 50 м³ древесины с гектара);

6. Выведение пород деревьев с помощью генной инженерии (создание пород с более высоким содержанием целлюлозы в древесине и пониженным содержанием лигнина);

7. Переработка вторичного волокна – макулатуры, для дальнейшего использования её в производстве в виде волокнистого сырья;

8. Создание организационных форм управления инновациями (кластеры, сетевые организации и совместные научные центры промышленных предприятий) [2].

В соответствии с прогнозами по производству бумаги и картона в РФ до 2030 года была построена диаграмма с возможными

сценариями развития. Данная диаграмма представлена на рисунке 1.

Благодаря рисунку 1 мы можем определить какие результаты необходимо достигнуть РФ к 2030 году. По инновационному сценарию производство продукции целлюлозно-бумажного комплекса должно составить 25,5 млн. тонн. С помощью диверсификации предприятий и внедрения НТП в производство, данный сценарий можно будет осуществить с большей вероятностью. Производство бумаги и картона по умеренному сценарию составляет 18,8 млн. тонн, а по инерционному – всего 14,7 млн. тонн.

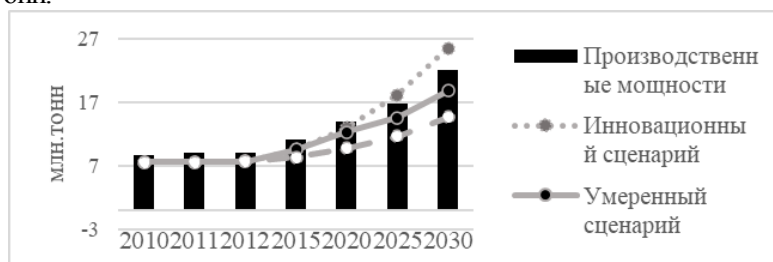


Рис. 1. Производственные мощности продукции ЦБП в РФ и сценарии их роста до 2030 года

Выделенные инновации позволят обеспечить 100% экологичность производства продукции целлюлозно-бумажного комплекса, а также осуществить необходимую утилизацию всех накопившихся отходов на предприятиях. Сейчас самым важным процессом в мире является восстановление окружающей среды и как раз благодаря инновационным технологиям мы сможем достичь высоких результатов.

Литература

1. Сайт Федеральной службы государственной статистики (Росстат) [Электронный ресурс]. Режим доступа: <http://gks.ru/> (дата посещения – 01.11.2021).

2. Лесопромышленный комплекс России [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://programlesprom.ru/> (Дата обращения 06.11.2021)

3. Итоги работы целлюлозно-бумажной промышленности России за пять лет [Электронный ресурс]. Режим доступа: <https://lesprominform.ru/jarticles.html?id=5526> (Дата обращения 05.11.2021)

ПРОБЛЕМАТИКА УПРАВЛЕНИЯ ПРОЕКТНЫМИ КОМАНДАМИ В АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

*Югай А.В., Новосадов С.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Современная атомная отрасль в лице Госкорпорации «Росатом», это быстро развивающийся сегмент целого энергетического комплекса страны. Помимо основной деятельности, связанной со строительством атомных станций и созданием ядерной инфраструктуры, компания успешно выходит на новые международные рынки [1].

Это заставляет менеджмент компании переводить акцент требований к сотрудникам, занимающихся бизнес-процессами с профессионально-технических аспектов на уровень управленческой деловой практики. Эта практика тесно связана с принятой моделью компетенций в области: управления изменениями, управления коммуникациями, командной работы и развития лидерских качеств.

На предприятиях и компаниях Госкорпорации «Росатом», который год уже активно применяются некоторые методы и приемы эффективного проектного управления. Среди них можно выделить три основные модели: Waterfall; Agile; Метод критической цепи [2].

Немаловажным атрибутом любого проекта является его исполнительный орган - команда проекта. Библиографический контент-анализ существующей литературы [3] и т.д., показал, что в основном исследователи в области применения командного управления рассматривают эффективность применения команд исключительно в рамках классической модели Д. Макинтош-Флетчер.

Если говорить о Госкорпорации «Росатом», то на данный момент в ней апробируется и внедряется именно такая концепция проектно-ориентированного управления.

Однако здесь могут возникать организационно-управленческие проблемы управления проектными командами. Как пример возьмем модель Agile использующую Scrum-метод. Здесь основной подход заключается в нарезке задач проектным командам, по срокам (около 2-3 недель) с представлением готового решения. Как ни странно, но практика управления такими, особенно сплоченными и экспертно-эффективными командами, может столкнуться с конфликтом интересов. Бывает так, что поставленная задача, с точки зрения участников команды, не может быть выполнена в требуемые сроки, и они аргументированно дают на это ответы перед проект-менеджером (PM). Причем они опираются на качество решения задачи. Однако PM связан, в первую очередь, с вертикальными административными уровнями подотчетности. Ведь задача поставлена ему свыше, и изменить ее он не имеет право, поскольку, например, уже заключен договор, в котором оговорены сроки.

В таком случае у него как минимум два пути решения проблемы, которые, в любом случае приведут к снижению эффективности команды и качеству выполняемой работы:

- применить административные методы воздействия, принуждение с частичной материальной мотивацией (придется оставаться сверхурочно, получая бонусы компенсации);
- применить метод ротации персонала и переместить особенно влиятельных членов команды в другие команды.

Есть ли возможность изменить выявленную проблематику, в условиях существующей экономики? С нашей точки зрения, это сделать практически невозможно, поскольку конфликт интересов с профессиональной экспертной оценки поставленных задач и административных целей, будет возникать периодически.

Как избежать подобных инцидентов и повысить эффективность отдачи команд в проектно-ориентированном управлении? Если абстрагироваться от влияния рыночной экономики на фор-

мирование стратегических целей развития организации и сосредоточится исключительно на эффективности работы команды, то нами предлагаются некоторые принципы ее построения

- подбор члена команды, в первую очередь, осуществлять не на основе профессиональных требований, а исходя из личной мотивации кандидата, работать в данной области, обусловленной генетически заложенными в нем возможностями и его творческим потенциалом;

- организационная структура управления сформирована по одноуровневому принципу из функциональных команд, где выбор лидера команды осуществляется открытым голосованием;

- структура управления предприятием гибкая и состоит только из команд по всем направлениям;

- на предприятии отсутствует понятия формальная и неформальная организация, все объединено одним понятием командная культура мышления;

- каждый член команды может по своему желанию перемещаться свободно из одной команды в другую. Это не только не возбраняется, а поощряется, если команда посчитает это целесообразным;

- любая командная инициатива по поводу внедрения новшества, принимается на рассмотрение и при ее одобрении, исходя из приоритетности достижения существующих целей, осуществляется по номеру в ранге очередности.

Предложенные принципы эффективного управления проектными командами, изложены исходя из абстрактных, интуитивно-прозренческих, нравственно-психологических выводов авторов и требуют дальнейшего исследования в данном направлении.

Литература

1. Комплексный подход к организационному развитию в проектно-ориентированной компании (Росатом). [Электронный ресурс] - URL: https://docs.yandex.ru/docs/view?tm=1636637671&tld=ru&lang=ru&name=20200228_Русатом-Оверсиз.pdf (дата обращения: 11.11.2021).

2. Веселюк А. Современный менеджмент: как в Росатоме работают гибкие методы управления проектами. [Электронный ресурс].

- URL: https://atomicexpert.com/rosatom_modern_management_072018
(дата обращения: 12.11.2021).

3. Поташева, Г. А. Управление проектами (проектный менеджмент): учебное пособие / Г.А. Поташева. – Москва: ИНФРА-М, 2020.

Содержание

СЕКЦИЯ I. РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС 3

Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Моделирование изотопной кинетики расплавленно-солевой топливной композиции в петле реактора МБИР 3

Казанский Ю.А., Кушнир Н.О., Хныкина Е.С. Цикличное использование топлива на основе тория в реакторах типа ВВЭР-1000 4

Архангельский Д.М., Дайченко Ю.С., Калугин М.А., Олейник Д.С., Шкаровский Д.А. Влияние детализации функции ценности на точность расчета функционалов нейтронной кинетики в водородных критических сборках методом Монте-Карло 5

Волков Ю.Н., Кругликов А.Е., Щуровская М.В. Подготовка макроконтант методом Монте Карло для диффузионного расчета критического стэнда АСТРА 7

Лызина Д. Д., Дикова Т.С. Исследование топлива с нептуниевой фракцией в ТВС реактора ВВЭР-1000 9

Внуков Р.А., Колесов В.В., Котов Я.А., Жаворонкова И.А. Влияние радиального профилирования гадолиниевого поглотителя в ТВЭгах на нейтронно-физические характеристики ВВЭР-1200 11

Сова А.В., Филинюк В.А., Хворов М.И., Бубликова И.А. Анализ динамики нарушений эксплуатации АЭС в РФ 13

Бикеев А.С., Дайченко Ю.С., Лётов С.Ю., Прохоров Д.Н. Исследование чувствительности расчётной радиационной нагрузки корпуса ВВЭР-1000 к неопределённости исходных данных 15

- Горбач А.С., Фомин Р.В., Исаев А.С.* Разработка расчетной модели активной зоны реакторной установки «ШЕЛЬФ» 16
- Алпер И.Б., Годес А.И., Парфененков И.А.* Сравнительный анализ наборов параметров приближения эффективного радиуса для реакции термоядерного синтеза $D+^3\text{HE}-P+^4\text{HE}$ 18
- Скулкин В.О.* RИМ-эффект и его влияние на нейтронно-физические характеристики эффективной ячейки ЯЭУ 20
- Каширина В.Е., Котов Я.А., Невиница В.А.* Расчет пусковых испытаний реактора СЕFR в рамках участия в проекте координированных исследований института атомной энергии Китая и МАГАТЭ 22
- Смирнов А.А.* Измерение скорости реакции захвата на U^{238} 23
- Гердт Э.А., Саванков В. Г., Лавроненко А.В., Внуков Р.А., Колесов В. В.* Аксиальное профилирование ТВС (Z49A2) ВВЭР-1200 24
- Исанов К.А., Егоров М.Ю.* Тяжеловодный торий-урановый реактор размножитель на тепловых нейтронах 27
- Лапин А.С., Бландинский В.Ю., Волков Ю.Н.* Органы регулирования многоцелевого тестового исследовательского реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя 29
- Ракитянская Е.С., Самохин Д.С.* Разработка программного комплекса для расчёта надёжности радиоэлектронной аппаратуры 30
- Саванков В.Г.* Оценка интенсивности потребления растворённого кислорода конструкционными сталями экспериментального стенда «ТТ-2М» 31
- Лызина Д. Д., Дикова Т.С.* Исследование топлива с кюриевой фракцией в твс реактора ВВЭР-1000 33

- Саванков В.Г., Лавроненко А.В.* Выбор оптимальной методологии расчёта тепловыделяющей сборки ввэр-1200 в программном комплексе SERPENT 2 34
- Шакиров А.М., Стогов В.Ю., Шагинян Р.А.* Нейтронно-физические свойства гидрида гафния в быстрых реакторах 36
- Приходченко А.С., Чернецкий В.В., Котков Д.Г.* Ксеноновая устойчивость реактора ВВЭР 38
- Котков Д.Г., Чернецкий В.В., Приходченко А.С.* Повторная критичность реактора ВВЭР-1000 39
- Семенов Е.В., Харитонов В.В.* Методика оценки экономической эффективности использования толерантного ядерного топлива 40
- Михалев А.В., Коробейников В.В., Колесов В.В.* Исследования трансмутации америция в реакторах на быстрых нейтронах с уран-ториевым и уран-плутониевым топливом 42
- Левон М.А., Терехова А.М.* Исследование эффективности использования америция в качестве топлива 44
- Аверченкова Е.П., Силичева К.А., Внуков Р.А., Колесов В.В., Иванов Е.* Влияние скоплений с высокообогащенным плутонием в мох-топливе на расчет эффективных ячеек реакторов различного типа 46
- Кучерявых О. С.* Увеличение наработки изотопа Мо-99 в реакторе БН-600 путем замены некоторых ТВС на бериллиевые блоки 48
- Каширина В.Е., Котов Я.А., Невиница В.А.* Исследование эффекта влияния источника нейтронов на результаты экспериментов в реакторе CEFR 49

Хныкина Е.С., Стогов В.Ю. Оценка погрешности распределения плотности нейтронных потоков в зависимости от положения КС 52

Ghaith R.S. Strength calculations of nuclear power plant equipment and their seismic resistance 54

СЕКЦИЯ II. ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС 56

Михин С. А., Евтишенков В. А., Лавроненко А. В., Слободчук В. И., Лескин С.Т. Первичная оптимизация замкнутого цикла брайттона на S-Co₂ для перспективных реакторных установок 56

Михин С. А., Евтишенков В. А., Лавроненко А. В., Слободчук В. И., Лескин С.Т. Теплообменное оборудование цикла брайттона на S-Co₂ для перспективных реакторных установок 58

Акобян М.Т., Ксенофонтов А.И., Саргсян С.А. Анализ последствий от нарушений теплоотвода от бассейна выдержки и перегрузки топлива 60

Басов Д.К., Пантюшин С.И., Литышев А.В., Николаева А.В., Гаспаров Д.Л., Астахов В.В., Пыхтин Д.В. Выполнение анализа неопределенности в рамках кросс-верификации РК СОКРАТ 62

Сухарева В.В., Яуров С.В. Математическое моделирование влияния коллекторной схемы объединения трубопроводов системы продувки на распределение котловой воды в карманах ПГ в районе сварного стыка №111 (Проект АЭС-2006 (РУ В-392М)) 64

Полевой М.А., Юдахин В.В., Ягов П.В. Определение температурного состояния поглощающего элемента при нарушении нормальных условий эксплуатации 66

Рязанов Р.Р., Соборнов А.Е. Наумов А.Е., Кудашкин И.А., Мельникова А.С., Проявко А.М., Мамаев А.В., Попинов К.С. Экспериментальное исследование структуры потока

однофазного теплоносителя при неизотермическом смешении в тройниковом узле типа «Встречный впрыск» 67

Круглов А.Б., Тарасов Б.А., Паредес Л.П. Теплопроводность сплавов Pb-Na, Pb-Bi-Na при температурах 350 – 800 °С 69

Бедретдинов М.М., Степанов О.Е. Валидация кодов Корсар/ГП и Сократ/В1 для условий потери охлаждения бассейна выдержки отработанного ядерного топлива 70

Блохин А.А., Самойлов А.М., Сатаев А.А., Андреев В.В. Виртуальная математическая модель контура естественной циркуляции в программной среде Simintech 72

Толочков А.Ю, Нихат Йанар., Литвинцова Ю.Е., Делов М.И., Кузьменков Д.М., Куценко К.В. Исследование влияния внешней тепловой конвекции на теплоотдачу при кипении воды 74

Глухов С.М., Стругов Е.Д., Ташлыков О.Л., Ширманов И.А., Шумков Д.Е. Разработка системы пассивного расхолаживания шахты-хранилища ИЯУ ИВВ-2М 76

Голобоков А.С., Калабин Е.В., Шелегов А.С., Чистозвонова Е.А. Газотурбинная установка на сверхкритическом CO₂ 77

Зыонг Куанг Хыонг, Авдеевков А.В. Нестационарные расчеты в обосновании работоспособности рекомбинатора водорода РВК 500 79

Литвинцова Ю.Е., Делов М.И., Кузьменков Д.М., Мурадян К.Ю., Куценко К.В. Диагностика закипания теплоносителя на основе Вейвлет анализа флуктуаций температуры 82

Морозов Ф.Т., Нахабов А.В. Вывод из эксплуатации – заключительная стадия жизненного цикла блока АЭС 84

Пыхтин Д.В., Пантюшин С.И., Литышев А.В., Николаева А.В., Гаспаров Д.Л., Астахов В.В., Басов Д.К. Анализ

неопределенности при тяжелой аварии с полной потерей подачи питательной воды в парогенераторы 85

Скородумов Д.Г., Чивилев Я.В., Яуров С.В. Разработка моделей и численный анализ режимов работы ограничителей течи при разрывах трубопровода системы подпитки-продувки первого контура 87

Федосов Д.П. Модернизация теплообменных аппаратов реакторов в целях повышения устойчивости труб к нагрузке 89

Скородумов Д.Г., Чивилев Я.В., Яуров С.В. Распознавание влияния принудительного и конвективного движения среды на эффективность теплообменного оборудования со спирально навитыми трубками с использованием HS кода 91

Ширманов И.А., Глухов С.М., Стругов Е.Д., Потеряев С.Н., Щеклеин С.Е. О Возможности повышения глубины выгорания ядерного топлива и повышения термодинамической эффективности в реакторах ВВЭР 93

Тарасов Б.А., Савельев М.Д., Круглов А.Б. Теплофизические свойства низкохромистой ферритной стали в диапазоне температур 200-1000 °С 95

Ватаман В. Д., Розова А.С. Гидравлический расчёт ТВС-2М ВВЭР-1000 при покрытии её оксидными отложениями 96

Исаев а.с., Горбач А.С., Кремлёва В.С., Полякова С.В., Самохин Д.С. Оценка надежности устройств детектирования радиационного контроля на паропроводах острого пара АЭС с типом РУ ВВЭР 98

Бабаева Ю.А., Чусов И.А. Соотношения для определения термодинамических и транспортных свойств жидкого галлия 99

СЕКЦИЯ III. ПЛАВУЧИЕ, ТРАНСПОРТНЫЕ И
ТРАНСПОРТАБЕЛЬНЫЕ РЕАКТОРНЫЕ УСТАНОВКИ 101

Иванов А.С., Лазаренко Г.Э. Ядерный парус как двигательная установка для космических аппаратов. Рабочая поверхность ядерного паруса 101

Некрасов М.Е., Балачков М.М. Влияние механической активации на температурный режим в процессе получения боридов вольфрама методом СВЧ 103

Нижегородов Д.С., Степанов К.И., Кузьмин А.А., Макасева Ю.Н. Исследование влияния внешних факторов на вольт-амперные характеристики при среднетемпературном электролизе в среде фтора 105

Сомов К.Р., Чернышев В.С., Конкин А.Д., Райдун С.К. Проблемы водородной безопасности при использовании алюминиевых сплавов в реакторных установках 106

СЕКЦИЯ IV. КОНТРОЛЬ, УПРАВЛЕНИЕ И ДИАГНОСТИКА
ФИЗИЧЕСКИХ УСТАНОВОК И ПРОМЫШЛЕННЫХ
ОБЪЕКТОВ 109

Елифанов К.Ю., Мокина А.Н., Огнева А.А., Ожерельев О.А. Получение и очистка циркония для ядерной энергетики 109

Годов А.В., Чернышев В.С., Малютин А.Ю., Сомов К.Р. Система автоматизированного сбора и обработки экспериментальных данных для осциллографов TIEPIE WS6-1000 XM 110

Рязанов Р.Р., Корочкин А.И., Кураколов Н.А., Среднева М.А., Гущина Ю.С., Мозолин И.А. Применение технологии OPC UA в системе теплотехнического контроля исследовательского стенда-имитатора РУ малой мощности 112

Давтян А.Р., Нахабов А.В. Влияние высоких температур на железобетонные конструкции объектов использования атомной энергетики 114

Пухов М.А., Вяткин Ю.А., Медведев Е.С. Имитационное моделирование напряженно деформированного состояния конструкции держателя кантователя в условиях применения при эксплуатации на АЭС 116

Eyad S., Nakhabov A. Technical diagnostics: main sources of background acoustic noise of the main circulation loop in VVER-1000 reactors 117

Сокуренок Д.Е. Неразрушающий технический контроль качества тепловыделяющих элементов с виброуплотненным ядерным топливом 119

Шешукова В.В., Белоусов П.А. Обзор современных проблем в области АСУ ТП АЭС 121

СЕКЦИЯ V. ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 123

Костарев В.С., Ширманов И.А., Щеклеин С.Е. Опыт России и стран мира по опреснению морской воды с использованием энергии АЭС 123

Курбаков Д.Н., Томсон А.В., Коровин С.В., Басова М.А. Состояние приземного атмосферного воздуха в районе размещения Билибинской АЭС 124

Черкасова Е.Е., Лаврентьева Г.В., Сынзыныс Б.И. Влияние гамма-облучения на биомассу наземного моллюска *Fruticicola Fruticum* 126

Бабина К.В., Амосова Н.В. Фито- и цитотоксическое действия ионов алюминия и цинка на проростки ячменя различных сортов 129

Курбаков Д.Н., Томсон А.В., Коровин С.В., Фомин Р.В., Исаев А.С.
Исследование атмосферных выпадений в 5-км зоне Билибинской АЭС 131

Курбаков Д.Н., Томсон А.В. Газовый состав атмосферного воздуха в районе расположения Билибинской АЭС 133

Черкасова Е.Е., Лаврентьева Г.В., Сынзыныс Б.И. Изучение смертности наземного моллюска *F. Fruticum* разных возрастных групп после гамма-облучения 135

Та Ван Тхыонг, Таилыков О. Л., Фам Хак Туьен, Ву Хоанг Хай
Руководство по подготовке отчета об оценке воздействия на окружающую среду центра ядерной науки и технологий Вьетнама 137

Курбаков Д.Н., Томсон А.В. Запыленность атмосферного приземного воздуха в г Билибино Чукотского автономного округа 139

Нго Тхань Нам, Шпилько М.А., Полякова Л.П., Мельникова Т.В., Удалова А.А. Результаты мониторинга содержания железа в водных объектах зоны влияния АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» за период 2018- 2021 г. 141

Курбаков Д.Н., Томсон А.В. Исследование уровня шума в районе размещения билибинской АЭС 143

Микаилова Р.А., Спиридонов С.И., Фесенко С.В. Уровни оперативного вмешательства для защиты населения при авариях на АЭС 145

Курбаков Д.Н., Томсон А.В., Дементьева Н.В., Прохорова Т.В.
Изучение электромагнитных полей в районе размещения Билибинской АЭС 146

Айдаров С.Б., Удалова А.А., Полякова Л.П., Мельникова Т.В.
Квантово-химические расчеты энергии диссоциации молекул
изомеров ГХЦГ 149

Orumo Beinmotei Kenoll Socio-economic and radiation-ecological
aspects of the construction of a nuclear power plant in the federal
republic of Nigeria 151

Волуца А.В., Егоров М.Ю. Анализ способов захоронения жидких
высокоактивных радиоактивных отходов в различных
странах 153

Дорн Ю.А., Лой Н.Н., Павлов А.Н. Оценка влияния гамма-
излучения на радиочувствительность зернового точильщика 155

*Бессонов И.А., Лезов А.Д., Чалпанов С.В., Смыков М.С.,
Скворцов Г.И., Ташлыков О.Л., Климова В.А.* Разработка фильтр-
контейнера для ионоселективной очистки 157

Непогодина Я.В., Удалова А.А. Содержание радионуклидов в
почве в зоне влияния НИФХИ им. Л. Я. Карпова 159

Маренкова Е.А., Кузнецов М.С. Контроль изотопного состава
препаратов на основе Радия-223 161

Стругов Е.Д., Глухов С.М., Ташлыков О.Л., Ширманов И.А.
Оптимизация состава композитных радиационно защитных
материалов 163

Суворова С.Ю., Астахина С.О., Волков Э.А., Козарь И.А. Оценка
фертильности пыльцы *Bútomus Umbellátus*, произрастающего в
зоне хронического радионуклидного загрязнения 165

*Корякина Е.В., Трошина М.В., Потетня В.И., Пичкунова А.А.,
Лычагин А.А., Соловьев А.Н., Корякин С.Н.* Предклинические
исследования радиобиологических параметров пучка нейтронов
с энергией 14-15 МэВ 167

Муфтеева А.Р., Комарова Л.Н. Исследование
Радиопротекторных свойств препаратов 169

*Картошкина А.В., Кочнов О.Ю., Кузнецов Н.В., Пахотик Д.А.,
Фомичев В.В.* Воздействие ИЯУ малой мощности на
окружающую среду 170

Ifayefunmi O.S., Synzynys B.I. Measurement of radon concentration in
selected houses in some part of Nigeria 172

Козарь И.А., Рассказова М.М. Особенности накопления Cs¹³⁷
высшими водными растениями в зоне хронического
радионуклидного загрязнения 174

*Yeboah Knight Anokwah, Rostchenko V.A., Romantsova I.V.,
Synzynys B.I.* Radon in underground waters (spring water) around
Obninsk 175

Лапенко А.К., Рассказова М.М., Савоненкова А.А. Особенности
распространения водных беспозвоночных в экосистеме р. Ипуть,
расположенной в зоне хронического радионуклидного
загрязнения 178

СЕКЦИЯ VI. ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ И ИНФОРМАЦИОННЫЕ
ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ 180

Котов С.А., Старков С.О. Определение результатов
исследований компьютерной томографии органов грудной
клетки с признаками COVID-19, с помощью методов
компьютерного зрения 180

Семенова Д.Ю., Харитонов В.В. Роль цифровизации ядерной
энергетики в рамках глобального энергоперехода 182

Теплякова А. Р., Старков С.О. Применение технологий
видеоаналитики для контроля процесса растрескивания
графитовых блоков кладки на энергоблоках АЭС 183

Теплякова А.Р. Применение технологий компьютерного зрения для дефектоскопии в металлургической промышленности 185

Ерёмина А.Е. Нетикет – правила профессионального общения в киберпространстве 187

Александрян А.О. Прогнозирование концентрации диоксида азота с помощью рекуррентной нейронной сети 189

Завадский Д.И., Ташлыков О.Л. Роль виртуальных технологий в оптимизации радиационной защиты персонала (на примере АЭС с РУ БН-600) 192

Неведин А.В., Берестов Р.М. Система диагностирования состояния оператора на основе нейроинтерфейса 194

СЕКЦИЯ VII. ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЕНИЯ
ПРЕДПРИЯТИЯМИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 196

Воропаев А.В., Кузнецова А.А. Анализ структуры и проблематика логистических затрат в условиях АО «Мосинжпроект» 196

Карамышева А.П., Карамышева Е.П., Кобылина Е.В. Импортозамещение в сфере цифровых технологий Росатома 200

Карамышева А.П., Карамышева Е.П., Осипов В.А. Калужский инновационный научно-технологический центр и его роль в развитии атомных и медицинских технологий 202

Квашнина Д.Д., Тимашкова Т.Е. Lean-подход как перспективная методика управления в высокотехнологичных отраслях промышленности 204

Хромченкова Д.С., Аброськина Ю.Н. Анализ состояния и перспективы инновационного развития целлюлозно-бумажной промышленности в России 207

Югай А.В., Новосадов С.А. Проблематика управления проектными командами в атомной отрасли 212

Редактор А.М.Терехова
Подготовка оригинала-макета А.М.Терехова

ЛР № 020713 от 27.04.1998

Подписано к печати		Формат бум. 60x84/16
Печать ризограф.	Бумага МВ	Печ.л. 13,25
Заказ №636	Тираж 100 экз.	Цена договорная

Полиграфическая компания ООО "Альпринт"